



**Universidad Nacional Mayor de San Marcos**

**Universidad del Perú. Decana de América**

**Facultad de Ciencias Físicas**

**Escuela Académico Profesional de Física**

**Control dinámico de un reactor nuclear PWR  
utilizando software libre (SCICOS)**

**MONOGRAFÍA TÉCNICA**

**Para optar el Título Profesional de Licenciado en Física**

**AUTOR**

**Miguel Angel LOZA PEÑARAN**

**ASESOR**

**Mariella Janette BERROCAL TITO**

**Lima, Perú**

**2009**



Reconocimiento - No Comercial - Compartir Igual - Sin restricciones adicionales

<https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/>

Usted puede distribuir, remezclar, retocar, y crear a partir del documento original de modo no comercial, siempre y cuando se dé crédito al autor del documento y se licencien las nuevas creaciones bajo las mismas condiciones. No se permite aplicar términos legales o medidas tecnológicas que restrinjan legalmente a otros a hacer cualquier cosa que permita esta licencia.

## Referencia bibliográfica

---

Loza, M. (2009). *Control dinámico de un reactor nuclear PWR utilizando software libre (SCICOS)* Tesis para optar el título profesional de Licenciado en Física. Escuela Académico Profesional de Física, Facultad de Ciencias Físicas, Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Lima, Perú.

---

**Dedicado a mi hija Shirel y esposa Eva  
A mi padres Luz y Román  
y a todos que de alguna manera  
me apoyaron a forjarme una profesión.**

## **AGRADECIMIENTOS**

Quiero agradecer a todas las personas que me ayudaron en el desarrollo de esta monografía, en la asesoría, revisión, crítica y corrección del manuscrito, brindándome su apoyo, ayuda técnica, amistad y compañerismo.

Agradezco de manera especial a mi asesora Dra. Mariela Berrocal Tito y al Profesor Raúl Carita por la gran ayuda que me brindaron en el análisis de los datos, elaboración y corrección de la presente monografía técnica.

A mi esposa y a mi hija, por el sacrificio hecho.

Agradezco el apoyo de mis padres Lucha y Roman, por el ánimo, la motivación y el ideal sembrado, a mi familia, a mis hermanas Noelia y Karla a mi primo Calin por la impresora, a mi suegro por la computadora se pasaron.

Agradezco a todos los amigos del curso de actualización por el apoyo solidario, en particular, a Sonco Cutire por las coordinaciones y todos los e- mail.

Y un agradecimiento en especial a dios ya que sin el este trabajo no fuera posible.

## RESUMEN

El propósito de este trabajo es presentar en forma clara y sencilla el uso del software libre SCICOS para modelar la cinética y dinámica de un reactor nuclear PWR. Creemos que este trabajo puede servir para la enseñanza y fácil comprensión del funcionamiento de un reactor nuclear que se estudia en el curso de física de reactores nucleares. Las ecuaciones diferenciales utilizadas en este modelo son de primer orden y de fácil comprensión. El modelo utilizado es el de Cinética puntual que describe la población de los neutrones y de los núcleos precursores que finalmente determina la potencia del reactor nuclear PWR. El Modelo térmico, representa el calor transferido por el combustible y el refrigerante desde el núcleo hasta el generador de vapor. Por último modelamos la reactividad total del reactor, que esta formado por la reactividad de las barras de control y las reactividades relacionadas a la temperatura del combustible y refrigerante. Esta etapa mantiene sobre control al reactor nuclear.

Se presentan ejemplos demostrativos en el capítulo V con respecto a la programación, datos y resultados.

## ABSTRACT

The purpose of this paper is to present a clear and simple to use free software SCIC to model the kinetics and dynamics of a PWR nuclear reactor. We believe this work can serve to teach and easy to understanding how a nuclear reactor being studied in the course of nuclear reactor physics. The differential equations used in this model are first order and easily understood. The model used is the point kinetics describes the population of neutrons and nuclei precursors that ultimately determines the PWR nuclear power reactor. The thermal model represents the heat transferred by the fuel and coolant from the core to the steam generator. Finally we model the total reactivity of the reactor, which consists of reactivity and control rod reactivity related to fuel and coolant temperature. This step keeps on monitoring the nuclear reactor. Demonstrative examples are presented in Chapter V with respect to programming, data and results.

## INDICE

Dedicatoria	i
Agradecimiento	ii
Resumen	iii
Abstract	iv
Índice	v
Lista De Figuras	viii
Lista De Tablas	ix

<b>CAPITULO I. Introducción</b>	<b>1</b>
1.1 Tipos de Energía	1
1.2. Fuentes de Energía Base	1
1.2.1 La Energía Hidráulica	1
1.2.2 La Energía Térmica	1
1.2.3 La Energía Nuclear	2
1.3 Una Central Nuclear	2
1.4 Funcionamiento de una Central Nuclear	3
1.5 Concepto de Seguridad	5
1.6 Reactor Nuclear Huarangal	8
1.6.1 Tanque principal del reactor RP-10	8
1.6.2 Núcleo del Reactor	8
1.6.3 Elemento combustible	8
1.6.4. Usos y Servicios del Reactor RP-10	9

<b>CAPITULO II. El Reactor PWR</b>	<b>10</b>
2.1. Definiciones Generales:	10
2.2 Partes de un Reactor PWR	10
2.3 Funcionamiento de un Reactor PWR	12
2.3.1 El Circuito Primario	12
2.3.1.1 Funcionamiento de Cada Parte del Circuito Primario	13
2.3.2 El Circuito Secundario	15
2.3.2.1 Funcionamiento del Circuito Secundario	15
2.3.3 Circuito Terciario	16



2.4	Ecuaciones que Modelan la Dinámica de un Reactor PWR	17
2.4.1	Introducción	17
2.4.2.	Ecuaciones para Modelado del Núcleo de un Reactor	18
2.4.2.1	Ecuaciones para el Modelo Térmico	19
2.4.2.2	Ecuaciones para Balance de Energía en el Combustible	20
2.4.2.3	Ecuación para el Balance de Energía en la Envoltura	20
2.4.2.4	Ecuaciones para el Balance de Energía en el Refrigerante	21
2.4.2.5.	Control de la reactividad por la temperatura	23
<b>CAPITULO III.</b>	<b>Una Introducción al SCICOS</b>	<b>24</b>
3.1	Introducción.	24
3.1.1	Características de Scilab	24
3.1.2	El Editor de Scicos.	25
3.2.	Construcción de un Modelo con Scicos.	27
3.2.1.	Abrir Paletas de Bloques	27
3.2.2.	Copia de Bloques.	27
3.2.3.	Conexión de Bloques ( link ) .	28
3.2.4.	Simulación de un Modelo con Scicos.	28
<b>CAPITULO IV.</b>	<b>Programación, Datos y Resultados</b>	<b>30</b>
5.1	Fuente de los Datos	30
5.1.1.	Resultados con el Modelo de Cinética Puntual.	31
5.1.2.	Resultados con el Modelo Térmico	34
5.1.3.	Influencia de la temperatura del combustible y del refrigerante en la reactividad	39
<b>CONCLUSIONES</b>		<b>46</b>
<b>GLOSARIO</b>		<b>47</b>
<b>REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b>		<b>59</b>

## LISTA DE FIGURAS

- Figura 1.1 Muestra las características para producir energía termoeléctrica.
- Figura 1.2 Muestra la fisión nuclear.
- Figura 2.1 Muestra el producto de una fisión nuclear.
- Figura 2.2 Muestra la estructura de producción termoelectrica de un Reactor.
- Figura 2.3 Vasija de un Reactor PWR.
- Figura 2.4 Diagrama del circuito secundario y terciario o de refrigeración exterior.
- Figura 2.5 Muestra la transferencia de calor del combustible a la envoltura.
- Figura 2.6 Muestra el Circuito Primario a similar.
- Figura 3.1 Muestra la ventana de entrada de Scilab.
- Figura 3.2 Muestra la ruta para ingresar a Scicos.
- Figura 3.3 Muestra la ventana principal de Scicos.
- Figura 3.4 Muestra la ventana de ingreso a las paletas desde el menú edit.
- Figura 3.5 Muestra el modelo al copiar los bloques desde las paletas a la ventana de diseño.
- Figura 3.6 Muestra la conexión de los bloques y la realización de la compilación en el menú simulate usando run.
- Figura 3.7 Muestra el resultado de la conexión.
- Figura 4.1.- Diagrama solución para el modelo de cinética puntual.
- Figura 4.2. Diagrama en bloques usado para las pruebas del modelo de cinética puntual.
- Figura 4.3. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=0$ .
- Figura 4.4. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=0.001$ .
- Figura 4.5. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=-0.001$ .
- Figura 4.6. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho$  como función escalón positiva.
- Figura 4.7. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho$  como función escalón negativa.
- Figura 4.8. El modelo Térmico.
- Figura 4.9. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico.
- Figura 4.10. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=0$ .
- Figura 4.11. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=0.001$ .
- Figura 4.12. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=-0.001$ .
- Figura 4.13. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho$  función escalón positiva.

Figura 4.14. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho$  función escalón negativa.

Figura 4.15. Diagrama solución del control del reactor por la temperatura.

Figura 4.16. Diagrama en bloques para ser usado en control del reactor.

Figura 4.17. Gráficos obtenidos cuando la Prueba 1 cuando  $\rho_{\text{ext}}=0.001$ .

Figura 4.18. Gráficos obtenidos cuando la Prueba 1 cuando  $\rho_{\text{ext}}=-0.001$ .

Figura 4.19 Gráficos obtenidos cuando  $\rho_{\text{ext}}$  tiene la función de un escalón positiva.

Figura 4.20. Gráficos obtenidos cuando  $\rho_{\text{ext}}$  tiene la función de un escalón negativa.

### **LISTA DE TABLAS**

Tabla N° 2.1 muestra las características principales de los seis grupos de neutrones retardados para el U-235.

Tabla N° 4.1. Datos usados para la simulación del modelo de cinética puntual.

Tabla N° 4.2. Valores usados para el modelo térmico.

# CAPITULO I

## Introducción

### 1.1. Tipos de Energía

En todas o casi todas las actividades diarias que realizamos encontramos la necesidad de energía, en cada actividad del ser humano como caminar, comer, hablar y hasta en el funcionamiento de una fábrica o el lanzamiento de un cohete al espacio.

Hay diversas formas de energía cada actividad requiere de un tipo de energía.

La energía solar es importante para hacer germinar las semillas y cubrir los campos de verde, pero no se ha logrado concentrarla lo suficiente como para lograr mover una fábrica, se necesitaría de un panel fotovoltaico de aproximadamente un metro cuadrado para producir un KW. de potencia. Por lo tanto puede satisfacer los requerimientos básicos de una vivienda, o el funcionamiento de un equipo de bajo consumo, pero es inapropiada, por ahora, para el uso industrial masivo.

La energías eólica, mareomotriz, geotérmica, o por fusión se disputan el dominio del siglo próximo con resultados aún inciertos, ya que en la actualidad, o están en etapas de desarrollo o todavía no se ha logrado explotarlas comercialmente.

### 1.2 Fuentes de energía base

Actualmente la llamada ‘energía de base’ es producida principalmente por tres fuentes:

**1.2.1 La energía hidráulica:** es producida por el aprovechamiento de las caídas de agua, es limpia y renovable, pero como el caudal de los ríos, depende del régimen de precipitaciones, un país no puede depender totalmente de ella. Además las represas modifican el ciclo del agua, alteran el ecosistema y son geográfico-dependientes [1].

**1.2.2 La energía térmica:** producida al quemar combustibles fósiles, es no renovable, en la actualidad es utilizado para mover vehículos y es la energía por excelencia desde que se inventó la máquina de vapor hace casi dos siglos, pero tiene grandes desventajas: es altamente contaminante, contribuye al efecto invernadero y consume recursos no

renovables: es decir que su combustible -petróleo, carbón, gas- se agotará en un plazo predecible [2].

**1.2.3 La energía nuclear:** producida por la energía liberada durante la fisión del átomo, es limpia, confiable en el suministro, no contaminante, pero con una desventaja que los ecologistas levantan como bandera: produce residuos que tardan muchos años en perder su actividad [3].

### **1.3 Una Central Nuclear**

Al igual que los otros dos tipos de energía de base, el principio de producción de electricidad de una central nuclear es el movimiento de turbinas a partir de una fuerza externa.

Tanto en el caso de los reactores nucleares como en el de las plantas de energía térmica convencionales, la fuerza producida por la presión del vapor es la que mueve las turbinas, en las del tipo hidroeléctrica es la fuerza debida a la precipitación del agua la que hacen girar dichas turbinas.

La forma de generar el vapor es la principal diferencia entre los reactores nucleares y las centrales térmicas convencionales. Mientras que éstas últimas utilizan carbón, fuel-oil, gas o petróleo para calentar las enormes calderas de agua que producen el vapor, los primeros se valen de la fisión nuclear generada en el ‘núcleo’ del reactor para calentar el agua que pasa por un circuito secundario independiente, lo cual permite su posterior recuperación. En la figura 1.1 se muestra un esquema de la generación de energía eléctrica a partir de la fisión nuclear.

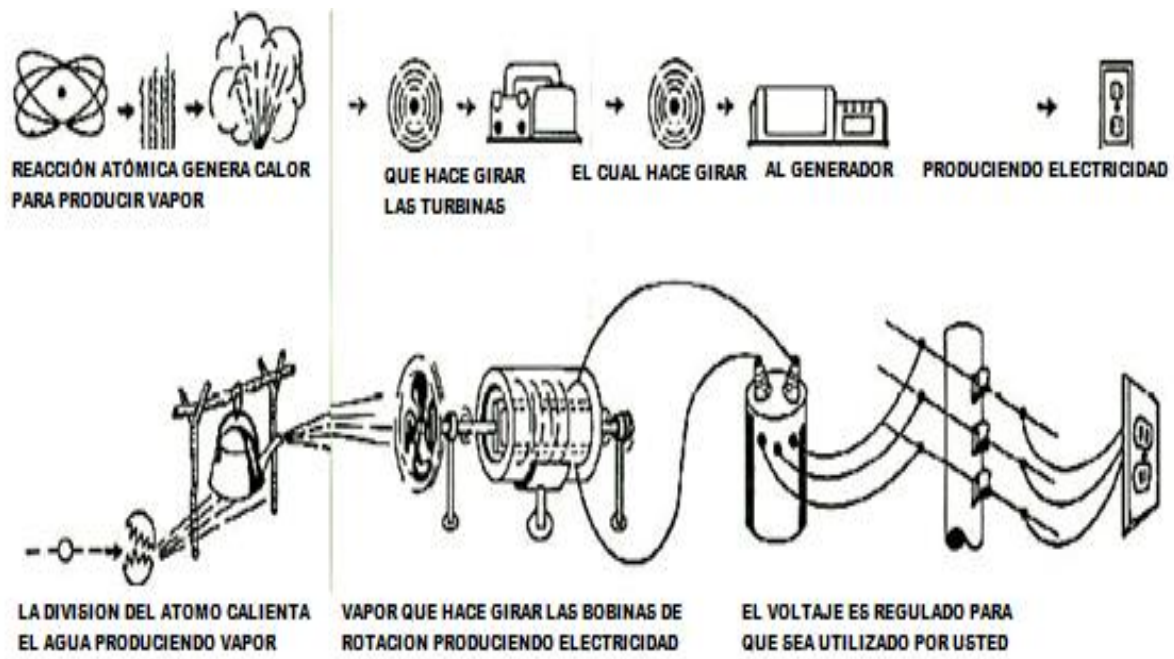


Figura 1.1 Muestra el proceso de generación de energía termoeléctrica nuclear.

#### 1.4 Funcionamiento de una central nuclear

Un reactor nuclear es una instalación capaz de iniciar, mantener y controlar las reacciones de fisión en cadena, con los medios adecuados para extraer el calor generado [4].

El Uranio 235 es un material fisionable, como así también el plutonio, pero del uranio natural que se extrae de las canteras sólo una parte en 140 es uranio 235. Un reactor puede funcionar tanto con uranio natural U 238 como con uranio enriquecido [5].

La energía térmica para generar vapor proviene del proceso de fisión que se origina cuando un neutrón de baja energía (neutrón térmico) es absorbido por un núcleo, el núcleo se hace inestable y se fisiona produciendo al mismo tiempo varios neutrones (en promedio 2.5 neutrones) de elevada energía, estos son moderados por múltiples choques con los núcleos del moderador alcanzando energías térmicas para generar nuevas fisiones, produciendo así una fisión nuclear en cadena (Ver figura 1.2).

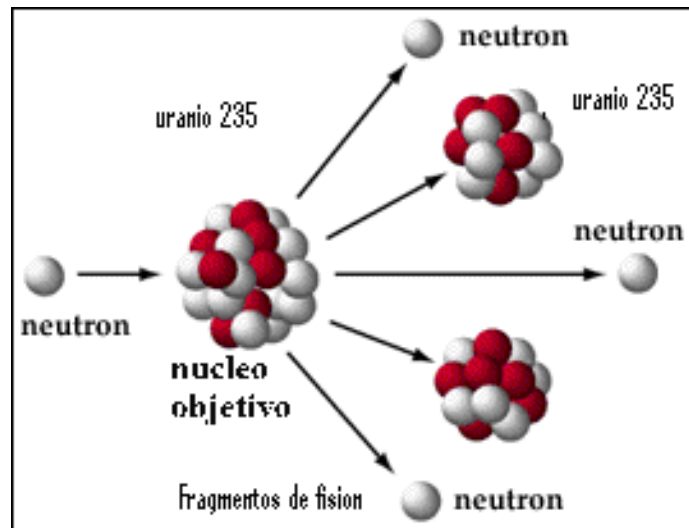


Figura 1.2 Muestra la fisión nuclear, se puede generar bombardeando los núcleos con neutrones, éstos al no presentar carga eléctrica penetran con cierta facilidad en los núcleos y pueden desencadenar así un proceso que termina con la ruptura del núcleo.

El proceso de fisión se lleva a cabo en el núcleo del reactor, formado por los elementos combustibles que contienen al U-235.

El núcleo del reactor se encuentra sumergido en agua (moderador) que se utiliza para frenar la velocidad de los neutrones hasta llevarlos a la energía térmica (una velocidad aprox. 2.200 m/s, a una temperatura media de 185° C y aumenta la probabilidad de interacción con los núcleos. En los reactores que utilizan uranio enriquecido como elemento combustible se utiliza agua común o grafito como moderador, en cambio en los reactores que utilizan uranio natural, (menos cantidad de núcleos fisionables) se utiliza agua pesada, tal es el caso de las centrales Nucleares de Atucha. El agua pesada está formada por dos átomos de deuterio y uno de oxígeno (el deuterio es un isótopo del hidrógeno que posee un neutrón más en su núcleo, por lo tanto es más denso).

Los neutrones provenientes de la fisión tienen una gran velocidad, con la cual es más difícil hacerlos chocar contra otros núcleos, por lo tanto es necesario frenarlos mediante choques con los núcleos del moderador para reducir su energía sin absorberlos.

Esta función es, en parte, cumplida por el agua pesada que es aproximadamente 100 veces menos absorbente que el agua normal, por eso se la emplea con uranio natural, deficiente en uranio-235 [6]. En cambio, con uranio enriquecido se usa agua común.

La potencia del reactor se controla con las denominadas ‘barras de control’, estas barras son generalmente de cadmio, un material que absorbe los neutrones que chocan contra ellas durante el proceso de fisión evitando que progrese la reacción en cadena.

Dependiendo de la energía del neutrón la capacidad de fisión de los núcleos se mide a través del valor de su sección eficaz. Para el U-235, la sección eficaz aumenta cuando la energía del neutrón disminuye, y por tanto aumenta la capacidad de fisión.

Los neutrones interactúan con la materia según su energía. Los neutrones lentos o retardados serán capturados por los núcleos en función de la sección eficaz de éstos. Los de mayor energía colisionarán en forma elástica o inelástica, perturbando fundamentalmente a los átomos con núcleos livianos como el hidrógeno ionizándolos [7].

El agua pesada ( $D_2O$ ) tiene una sección eficaz pequeña para la captura neutrónica, pero cuando tiene lugar la captura se produce tritio, que es radioactivo y muy peligroso. Los reactores moderados con agua pesada pueden usar uranio natural como combustible, los de agua común sin embargo necesitan uranio enriquecido, porque absorben más neutrones. [7].

Pressurized Water Reactor (PWR), Este reactor emplea agua ligera como moderador y refrigerante; óxido de uranio enriquecido como combustible. El refrigerante circula a una presión tal que el agua no alcanza la ebullición, y extrae el calor del reactor, que después lleva a un intercambiador de calor, donde se genera el vapor que alimenta a la turbina. El presurizador es el encargado en mantener la presión del agua para que no evapore. [8].

### **1.5 Concepto de Seguridad**

Toda central nuclear se diseña y construye bajo el concepto de Seguridad de un reactor, es decir, se privilegia ante todo la seguridad de toda la instalación. Se busca reducir en



toda la instalación a lo mínimo la exposición a las radiaciones, no sólo en caso de accidente, sino durante las operaciones normales de su personal. [9].

El núcleo del reactor de Atucha I, por ejemplo, cuenta con 29 barras de control y son necesarias solo 3 para detener el proceso en el acto. En caso de producirse un recalentamiento, y de ser necesario detener el reactor en forma inmediata, también se puede introducir dentro del núcleo ácido bórico que actúa de una forma similar a las barras de control.

Cuando se habla de una central nuclear, la gente supone que puede explotar como una bomba atómica, esto es imposible. Las bombas atómicas y las centrales nucleares son diferentes. Las bombas requieren, para explotar, la unión rápida de 2 piezas de uranio 235 metálico casi puro, formando una masa compacta de geometría definida. Un reactor nuclear típico, que produzca vapor para una central eléctrica, utiliza uranio natural (normalmente en forma de óxido), no metal, con un contenido de uranio 235; el resto del uranio se compone de uno de sus isótopos - el uranio 238 - que no se fisiona en el reactor. En la Central Nuclear Atucha I se utiliza una mezcla de uranio natural con uranio-235 al 0.5%.

La seguridad nuclear se basa en evitar que se produzcan escapes incontrolados de sustancias radiactivas de lo cual es necesario proteger a los operadores de la central y al público en general. Por esta razón las pastillas de uranio, donde se produce la fisión nuclear son hechas de una cerámica altamente resistente, (primera barrera), que luego son introducidas en vainas herméticas (segunda barrera). Estas vainas conforman un Elemento Combustible y se introducen dentro de una vasija, que junto con el circuito primario-moderador forman la tercer barrera; la vasija va dentro de un gran muro de hormigón armado, que constituyen el blindaje biológico y permite que trabajen los operadores sin riesgo alguno (cuarta barrera). La vasija y el blindaje biológico van dentro de una esfera de acero que los envuelve denominada campana (quinta barrera). Esta a su vez, es rodeada de un edificio de hormigón armado con paredes de más de medio metro de espesor, que constituye un nuevo blindaje biológico denominado recinto de contención (sexta barrera), y es una defensa física capaz de soportar los mayores impactos del exterior, como la caída de un avión. [9]

Para la construcción de un reactor nuclear, se tiene en cuenta las características geológicas, sísmicas, hidrológicas y meteorológicas del lugar. Se realizan una serie de análisis de sondeos y observaciones para diseñar la instalación de modo que soporte los daños producidos por terremotos, inundaciones, cargas del viento y efectos adversos originados por otros fenómenos.

El fluido que se emplea para refrigerar el reactor y extraer la energía producida en forma de calor posee cierta radiactividad. Pero esta radiactividad no escapa nunca al exterior, debido a que la refrigeración que toma la central del río no entra jamás en contacto con el agua caliente de la turbina, por lo que no existe contaminación radiactiva del agua exterior.

Aún en el caso hipotético de un accidente existen sistemas de seguridad que impiden que las consecuencias del mismo causen daños inaceptables. Estos sistemas tienen componentes duplicados e independientes, para que en caso de fallo de uno de ellos actúe su "doble" sin que se deriven efectos perjudiciales. También se duplican las líneas eléctricas, acometidas de agua y otros sistemas cuando por razones de seguridad hay que asegurar el suministro.

La central se protege contra posibles sabotajes y dispone de sistemas muy elaborados de protección contra incendios.

La fabricación de componentes y la instalación y montajes se realizan de acuerdo con un programa de garantía de calidad muy severo.

Antes y durante el funcionamiento de la central, los diversos componentes se someten a pruebas para comprobar que funcionan de acuerdo con lo previsto en el proyecto. Así mismo se efectúa el mantenimiento preventivo de la instalación.

Antes de que la central comience a funcionar, se estudia la radiación de fondo de la zona. Durante la explotación, se ejerce una vigilancia ambiental para comparar los resultados de sus medidas con el fondo y poder determinar la más mínima influencia de la instalación sobre la zona.

Gracias a todas estas medidas de seguridad, las centrales nucleares se encuentran entre las instalaciones industriales de mejor calidad y buen funcionamiento.

## **1.6 Reactor Nuclear Huarangal**

El Reactor Nuclear de Potencia 10 (RP-10) es del tipo piscina y tiene 10 MW de potencia térmica. El RP-10 es una instalación nuclear donde se controla la fisión nuclear, que consiste en la ruptura del núcleo atómico del Uranio-235 (U-235) con una gran liberación de energía, neutrones y emisión de radiaciones. Los neutrones producidos de esta manera son utilizados para la investigación y producción de radioisótopos.

### **1.6.1 Tanque principal del reactor RP-10**

El tanque principal es de acero inoxidable y tiene forma cilíndrica, con dimensiones, de 11.2m de altura y 4m de diámetro. Está rodeado externamente por una estructura de concreto que sirve de blindaje contra las radiaciones. En la parte inferior a 0.7m del nivel del fondo del tanque, se encuentra la grilla en la que se ubica el núcleo del reactor. El tanque principal del reactor esta lleno de agua liviana químicamente pura, que cumple funciones de: refrigerante, blindaje contra las radiaciones y moderador de los neutrones.

### **1.6.2 Núcleo del Reactor**

El núcleo del reactor está conformado por 29 elementos combustibles del tipo MTR (Material Testing Reactor), así como elementos reflectores y puede adoptar distintas configuraciones. Rodeando al conjunto de elementos combustible se tienen los elementos reflectores de grafito y berilio, que sirven para reducir la fuga de los neutrones térmicos.

### **1.6.3 Elemento combustible**

El elemento combustible, con forma de paralelepípedo, es un conjunto de placas combustibles separadas entre si por espacios de 3.3mm llamados “canales de refrigeración”. Las barras de control esta constituidas por dos placas de Cadmio, que es un material absorbedor de neutrones térmicos y se utilizan para controlar el proceso de fisión, introduciéndose o extrayéndose de los elementos combustibles, donde la placa de

combustible está constituida por uranio enriquecido en 20 % de U-235 y ubicada entre dos placas de aluminio.

#### **1.6.4. Usos y Servicios del Reactor RP-10**

Los principales usos y servicios del reactor RP-10 son: Tecnología de reactores nucleares, producción de radioisótopos, ciencia de materiales, análisis por activación neutrónica, capacitación y entrenamiento en tecnología de reactores nucleares. Su gran versatilidad permite que simultáneamente puedan realizarse estas aplicaciones. [10]

## CAPITULO II

### El Reactor PWR

#### 2.1. Definiciones Generales:

La fisión nuclear en el reactor es una reacción nuclear controlada para obtener energía en forma de calor debido a reacciones de fisión que se producen en el núcleo.

Después de la fisión de un núcleo de uranio-235, los neutrones rápidos son generados entre otros productos de fisión. De la desintegración de los productos de fisión (núcleos precursores) se generan los neutrones retardados ver figura 2.1. Los neutrones rápidos tienen una alta energía y necesitan un moderador para reducir su energía para producir una nueva fisión en el uranio -235 [11].

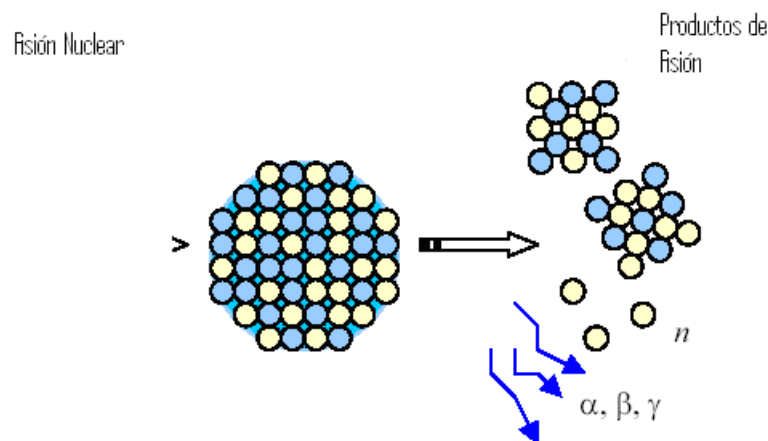


Figura 2.1 Muestra el producto de una fisión nuclear.

Un reactor de fisión nuclear utiliza uranio natural, U-238, U-235 o una mezcla de U-238, U-235, etc. Un reactor PWR emplea uranio natural enriquecido con U-235. El U-235 fisiona con neutrones térmicos (0.025 eV). Cada fisión produce en promedio 2,5 neutrones de alta velocidad, un moderador del reactor es una sustancia que reduce la velocidad de los neutrones. La energía liberados en cada fisión es 200 MeV. [12].

#### 2.2 Partes de un Reactor PWR

Un reactor nuclear de PWR, presenta, esencialmente, las siguientes partes:

1. Combustible: Formado por un material fisionable, generalmente compuesto por Uranio-235, uranio-238, plutonio-239 y torio-232, o mezclas de ellos (el combustible típico actual es el MOX, mezcla de óxidos uranio y plutonio).

2. Moderador: cumple la función de disminuir la velocidad de los neutrones rápidos, llevándolos a neutrones lentos o térmicos, a fin de llegar a otros átomos fisionables manteniendo la reacción. Por lo general se utiliza Agua, agua pesada, helio, grafito, sodio metálico.

3. Refrigerante: Extrae el calor generado por el combustible del reactor. Generalmente se usan refrigerantes líquidos, como el agua ligera y el agua pesada, o gases como el anhídrido carbónico y el helio.

4. Reflector: Que permite reducir el escape de neutrones aumentando la eficiencia del reactor. Generalmente se utiliza agua, agua pesada, grafito. Berilio, etc. [13].

5. Blindaje: Evita el escape de radiación gamma y neutrones rápidos. Los materiales usados como blindaje son el hormigón, el agua y el plomo.

6. Elementos de control: finaliza una reacción en cadena, Generalmente se usan en forma de barras y son fabricados de acero borado o de cadmio por ser grandes absorbedores de neutrones.

7. Elementos de seguridad: Todo reactor nuclear tiene múltiples sistemas de seguridad. Construidos con equipos independientes (digital o analógico), y con diferentes fuentes de alimentación. La contención de hormigón que rodea a los reactores es el principal sistema de seguridad que impide las fugas de radiación al exterior

Las plantas Angra I y Angra II en Brasil son del tipo PWR (agua a presión). A continuación se presenta una representación de la planta Angra I, ver figura 2.2:

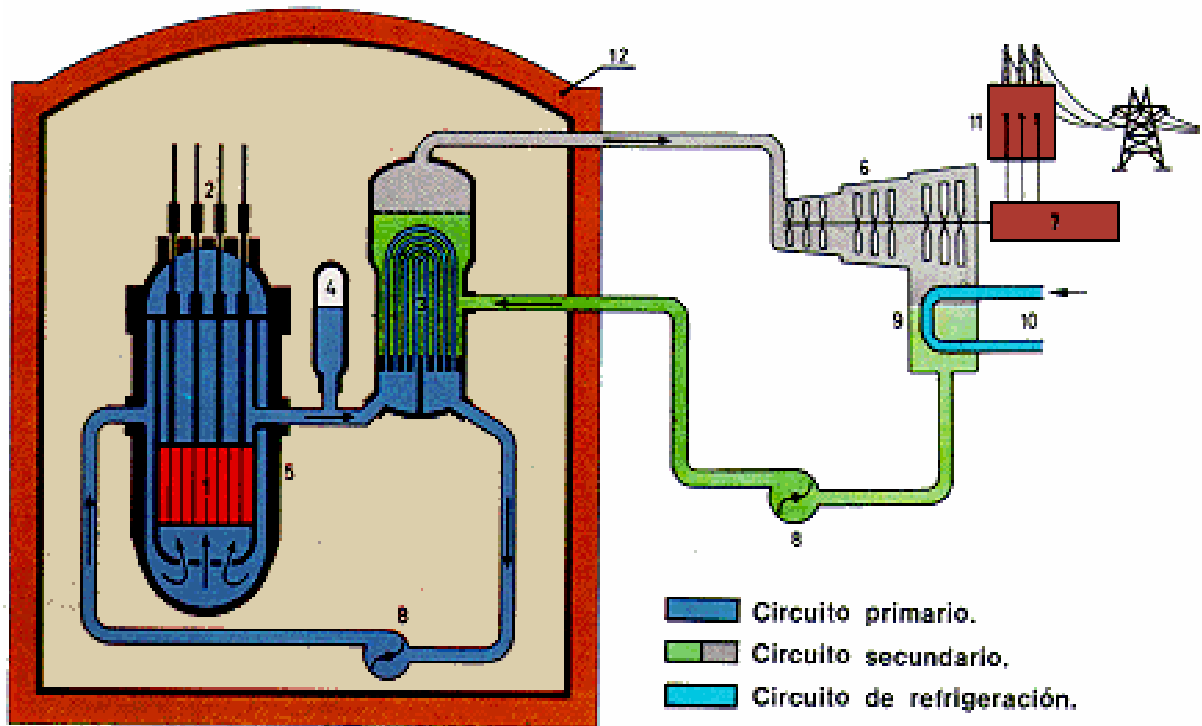


Figura 2.2 Muestra la estructura de producción termoeléctrica de un Reactor.

1. Núcleo del reactor.
2. Barras de control.
3. Cambiador de calor (generador de vapor).
4. Presurizador.
5. Vasija.
6. Turbina.
7. Alternador.
8. Bomba.
9. Condensador.
10. Agua de refrigeración.
11. Transformador.
12. Recinto de contención de hormigón armado.

### 2.3 Funcionamiento de un Reactor PWR

Un reactor PWR se compone a lo mínimo de 2 circuitos (véase la figura 2.2):

**2.3.1 El Circuito Primario** Es el primer sistema de enfriamiento donde se transfiere el calor producido por la fisión, (ver figura 2.2) cuyos elementos principales son:

- Vasija del reactor.
- Generador de vapor.
- Bomba del refrigerante del reactor.
- Presurizador.

La fisión del uranio enriquecido contenido en el interior de la vasija crea un foco calorífico, cuya energía es recogida y transportada por el refrigerante que fluye por el sistema de tuberías del circuito primario hasta un intercambiador de calor denominado generador de vapor, este circuito se cierra y el agua se mantiene líquida por la presión producida en el presurizador. [14]

### 2.3.1.1 Funcionamiento de cada Parte del Circuito Primario

La vasija del reactor para una central nuclear de unos 1.000 MW de potencia es un recipiente de acero especial de unas 400 T de peso. En ella está el núcleo del reactor compuesto por pastillas de dióxido de uranio ligeramente enriquecido (2-4%) [15] en U-235, confinados en vainas de zircaloy (aleación de Zr), los cuales se agrupan en forma cuadrangular, formando los elementos combustibles (ver figura 2.3). La fisión nuclear produce una gran cantidad de calor que pasa del combustible al agua de refrigeración incrementando su temperatura en unos 350°C. El agua de refrigeración actúa también como moderador de la energía de los neutrones en la reacción nuclear de fisión en cadena.

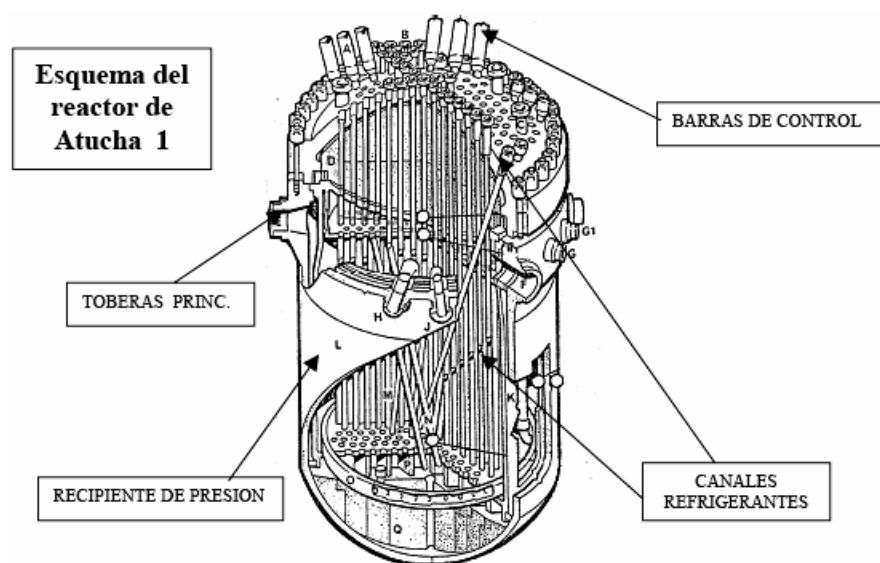


Figura 2.3 Vasija de un Reactor PWR



El reactor se controla por medio de las barras de control y por ácido bórico disuelto en el refrigerante. Tanto las barras de control como el boro son buenos absorbentes de neutrones y tienden a hacer menos reactivo el núcleo, de forma que ajustando cada barra de control que se inserta en el núcleo puede variarse el nivel de potencia de reactor e incluso pararlo.

El agua a presión calentada en la vasija circula al generador de vapor o cambiador de calor, donde pasa por el haz de tubos e intercambia su calor con el agua que los rodea transformándola en vapor.

Los generadores de vapor aseguran una separación física entre el agua del refrigerante del reactor del circuito primario y el ciclo del vapor secundario. El haz tubular está formado por un número elevado de tubos de pared delgada para conseguir una superficie de intercambios adecuada y una buena transmisión de calor de acuerdo al diseño termohidráulico.

El agua enfriada que sale del generador por la zona fría del circuito es impulsada hacia el reactor por una bomba, cerrando así el circuito primario.

En todo el sistema del refrigerante del reactor, circuito primario, se controla la presión, mediante un elemento denominado “presurizador” que está conectado a uno de los lazos de refrigeración. Es un cilindro de acero que está en funcionamiento normal dentro de la central, un 60% de su volumen está ocupado por agua y un 40% de vapor. Interiormente lleva unas resistencias eléctricas para mantener el agua a temperatura de saturación. La existencia de las fases líquido-vapor permite atenuar el cambio de volumen del agua, debido a una variación de la temperatura del refrigerante, mediante la creación de más vapor o disminución de éste y corregir de esta forma la variación de presión en el primario.

Todo el circuito primario va dentro del edificio de contención. Este edificio de pared cilíndrica va rematado de una cúpula semiesférica o semielíptica. La estructura de la obra puede ser de hormigón armado e incluso de acero. Las paredes interiores van recubiertas de chapas de acero soldadas, que aseguran la más completa estanqueidad. La estructura de la contención puede ser de tipo simple o doble. Este edificio tiene que estar diseñado para cargas normales y para

cargas debidas a accidentes, tanto internos como externos, así como las cargas de servicio (de construcción, de ensayo, terremoto básico de diseño) y las cargas factoriales que incluyen las cargas de presión y temperatura como consecuencia del accidente máximo de diseño, terremoto con parada segura, etc.

La finalidad de este edificio de contención es impedir la salida de los productos de fisión, tanto en condiciones normales como de accidente, así como actuar de barrera biológica.

**2.3.2 El Circuito Secundario.** En este circuito el vapor producido por el generador se conduce a una turbina donde se transforma su energía térmica en mecánica. La rotación conseguida de la turbina acciona el alternador de la Central y produce la energía eléctrica. El vapor que sale de la turbina es transformado a su vez en agua mediante la intervención de un foco frío, que es el condensador, y ésta es devuelta al generador de vapor para reiniciar el ciclo. Cabe hacer notar, que el agua del circuito secundario nunca se mezcla con el "agua del circuito primario. Existen dos circuitos similares. (ver la figura 2.4).

Este circuito comprende los elementos:

- Generador de vapor
- Turbina-generador eléctrico
- Condensador

#### **2.3.2.1 Funcionamiento del Circuito Secundario**

La separación física de los circuitos primario y secundario se realiza a través del generador de vapor, está formado por una carcasa que actúa de barrera de presión alrededor del haz de tubos (primario) y de una parte superior donde se aloja el separador de humedad del vapor.

El agua de alimentación del secundario entra en el generador por la tobera y absorbe el calor que le transfiere el agua del primario que circula por el interior de los tubos, hasta convertirse en vapor. Este vapor va mezclado con agua, por lo que debe eliminarse por el separador de humedad ya que la turbina requiere vapor con un nivel reducido de humedad.

El vapor “seco” llega a la turbina, acciona los álabes de la misma y hace girar el generador eléctrico acoplado a ella produciendo energía eléctrica.

La turbina tiene una sección de alta presión y varias de baja presión. El vapor, al salir de la turbina de alta presión, tiene una cantidad de humedad, que hay que quitar para mejorar el rendimiento de la turbina. Esto se consigue pasando el vapor por un recalentador de humedad. El vapor recalentado se transfiere a las turbinas de baja presión, cuyo número depende de la potencia eléctrica de la central.

El vapor, una vez que ha pasado por la turbina, se enfría en el condensador que es un cambiador de calor de grandes dimensiones. El agua condensada se recoge en una cámara llamada “pozo caliente”, desde donde es impulsada por las bombas correspondientes a un sistema de precalentamiento y, de ahí, a los generadores de vapor, cerrándose el ciclo, ver figura 2.4

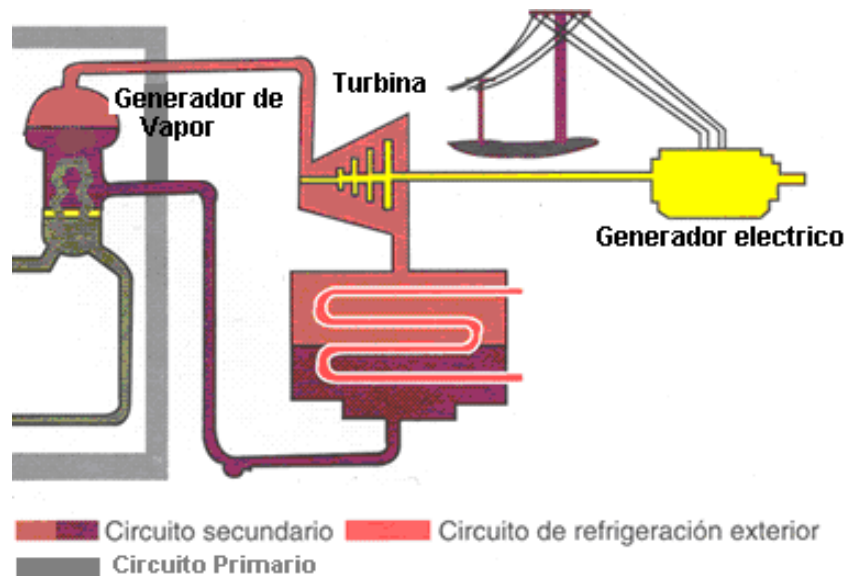


Figura 2.4 Diagrama del circuito secundario y terciario o de refrigeración exterior

### 2.3.3 Circuito Terciario

Para enfriar el vapor en el condensador se requiere una gran cantidad de agua. Esta agua puede provenir del mar, lagos o ríos, devolviendo el agua a su origen pero algo más caliente. A este sistema de refrigeración se le denomina de “ciclo abierto”.

En un sistema de “ciclo cerrado”, el agua pasa a una torre de refrigeración donde se evapora una pequeña parte, se refrigera el resto y vuelve a entrar en el ciclo.

En algunos rectores la administración ha impuesto unas limitaciones en el calentamiento del agua vertida después de ser utilizada en la refrigeración del condensador, de forma que una vez mezclada esta agua con la del caudal del medio se mantengan las condiciones ambientales requeridas [16].

## 2.4 Ecuaciones que Modelan la Cinética y Dinámica de un Reactor PWR

### 2.4.1 Introducción

El tiempo en que transcurre la fisión nuclear es de aproximadamente  $10^{-14}$  segundos, desde que interactúa el neutrón con el núcleo hasta la producción de nuevos neutrones. Considerando un reactor PWR moderado por  $H_2O$ , el tiempo que transcurre desde el instante que nace un neutrón hasta que este sea absorbido en la zona térmica, transcurre un tiempo, inferior a la milésima de segundo (aprox.  $10^{-5}$  s para la moderación y  $2,1 \cdot 10^{-4}$  s para la difusión). El tiempo de vida de cada generación neutrónica es la pieza clave en el comportamiento cinético de un reactor.

Afortunadamente, no todos los neutrones se producen dentro del intervalo de  $10^{-14}$  s. Aproximadamente el 0,7% de ellos para el caso del U-235, empiezan a liberarse con la aparición de los productos de fisión, algunos de los cuales, llamados **núcleos precursores** emiten neutrones de baja energía como parte de su cadena de desintegración. Experimentalmente estos neutrones son llamados **retardados** por contraposición al resto que se llaman **rápidos**, y pueden clasificarse en seis grupos, obsérvese la tabla 2.1.

Tabla N° 2.1

GRUPO	PERIODO (s)	CONSTANTE DE DESINTEGRACION $\lambda_i$ ( $s^{-1}$ )	NEUTRONES POR FISION	FRACCION $\beta_i$
1	55,72	0,0124	0,00052	0,000215
2	22,72	0,0305	0,00346	0,001424
3	6,22	0,111	0,00310	0,001274
4	2,30	0,301	0,00624	0,002568
5	0,610	1,14	0,00182	0,000748
6	0,230	3,01	0,00066	0,000273

En la Tabla N° 2.1 se muestran las características principales de los seis grupos de neutrones retardados para el U-235.

La vida media de los neutrones retardados puede calcularse a partir de esta tabla, y resulta ser del orden de 0,1 s, mucho mayor que el tiempo de generación de los neutrones inmediatos. Esto hace que el tiempo global de generación (tiempo transcurrido entre cada dos generaciones sucesivas de neutrones) sea lo suficientemente grande y, por lo tanto, el control sea relativamente sencillo [17].

#### 2.4.2. Ecuaciones para Modelado del Núcleo de un Reactor

Utilizaremos dos ecuaciones, la primera describe el porcentaje de población de neutrones (ver ecuación 1) y la segunda relacionados con los neutrones precursores de los neutrones retardados (ver ecuación 2) [18].

Las dos ecuaciones que rigen la cinética en el reactor apagado son:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{L} n + \sum_i \lambda_i C_i \quad (1)$$

*Taza de  
neutrones*

*Producción de  
neutrones rápidos*

*Producción de neutrones  
retardados*

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{L} n - \lambda_i C_i \quad (2)$$

*Taza de  
precursores  $C_i$*

*Producción de neutrones  
retardados con energía  $i$*

*Taza de desintegración de los  
precursores  $i$*

en donde:

$n$ , es la población de neutrones,

$t$  es el tiempo,

$\beta$ , es la fracción de neutrones retardados,

$\lambda_i$ , es la constante desintegración de los precursores,

$L$  es el tiempo de generación de los neutrones inmediatos,

$C_i$  es la concentración de núcleos precursores del grupo  $i$ , y

$\rho$ , es la reactividad que indica la variación de la población total de neutrones entre dos generaciones

Por comodidad para la simulación no alteraremos en nada el comportamiento cualitativo, vamos a realizar una simplificación adicional consistente en considerar un solo grupo de núcleos precursores, ver la Tabla 2.1.

En cada fisión hay una emisión de hasta 200 MeV de energía, y que genera aproximadamente 2,5 neutrones.

La población de neutrones,  $n(t)$ , en un reactor es directamente proporcional a la potencia,  $P(t)$ , que genera el reactor.

$$P(t)=b n(t) \text{ Si } t=0, P_o(0)=P_o=bn_o, \text{ donde } b=7,6 \times 10^{-4} \text{KW/n} \quad (3)$$

Obteniendo la siguiente relación:

$$\frac{P}{P_o} = \frac{n}{n_o} \quad (4)$$

Considerando a  $P_o$  la potencia del reactor al 100%, podemos obtener la potencia del reactor en el tiempo mediante la siguiente relación:

$$\%P(t)=100 \times n/n_o \quad (5)$$

#### 2.4.2.1 Ecuaciones para el Modelo Térmico

El valor de la reactividad  $\rho$  es igual a la suma de:

$\rho_{TC}$ , reactividad relacionada con la temperatura del combustible,

$\rho_{TR}$ , reactividad relacionada con la temperatura del reactor y,

$\rho_{BC}$ , reactividad relacionada con la barra de control.

$$\rho = \rho_{TC} + \rho_{TR} + \rho_{BC} \quad (6)$$

Las temperaturas del combustible y refrigerante en el reactor están relacionadas con el calor producido por la fisión en el núcleo del reactor y la eliminación de calor en el generador de vapor.

Podemos encontrar la temperatura del combustible, y de la envoltura del condensador (ver figura 2.5) a través del equilibrio de la energía en el combustible, ver ecuación. (7), la energía de la envoltura en la ecuación (8) y la energía del refrigerante en la ecuación. (9).

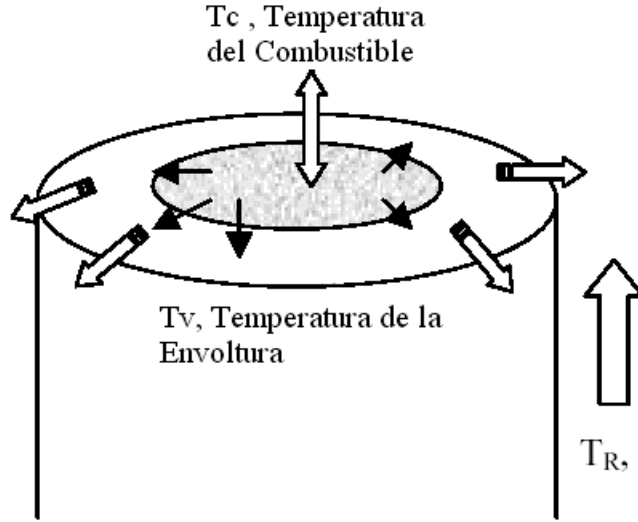


Figura 2.5 Muestra la transferencia de calor del combustible a la envoltura.

#### 2.4.2.2 Ecuaciones para el Balance de Energía en el Combustible

La variación de calor en el combustible es igual a la cantidad de calor producida por la fisión en el combustible menos el calor transferido al refrigerante.

$$M_c C_c \frac{dT_c}{dt} = P - K.A_{cv}(T_c - T_v) \quad (7)$$

#### 2.4.2.3 Ecuación para el Balance de Energía en la Envoltura

La variación de calor en la envoltura es igual a la cantidad calor transferido por el combustible en las regiones menos el calor transferido al refrigerante

$$M_v C_v \frac{dT_v}{dt} = k.A_{cv}(T_c - T_v) - K.A_{vr}(T_v - T_r) \quad (8)$$

#### 2.4.2.4 Ecuaciones para el Balance de Energía en el Refrigerante

La variación de calor en el refrigerante es igual a la cantidad de calor transferido por la envoltura menos el calor transferido al generador de vapor (G.V.), observe la figura 2.6.

$$M_R C_R \frac{dT_R}{dt} = k \cdot A_{VR} (T_V - T_R) - W_R \cdot C_R (T_{RS} - T_{RE}) \quad (9)$$

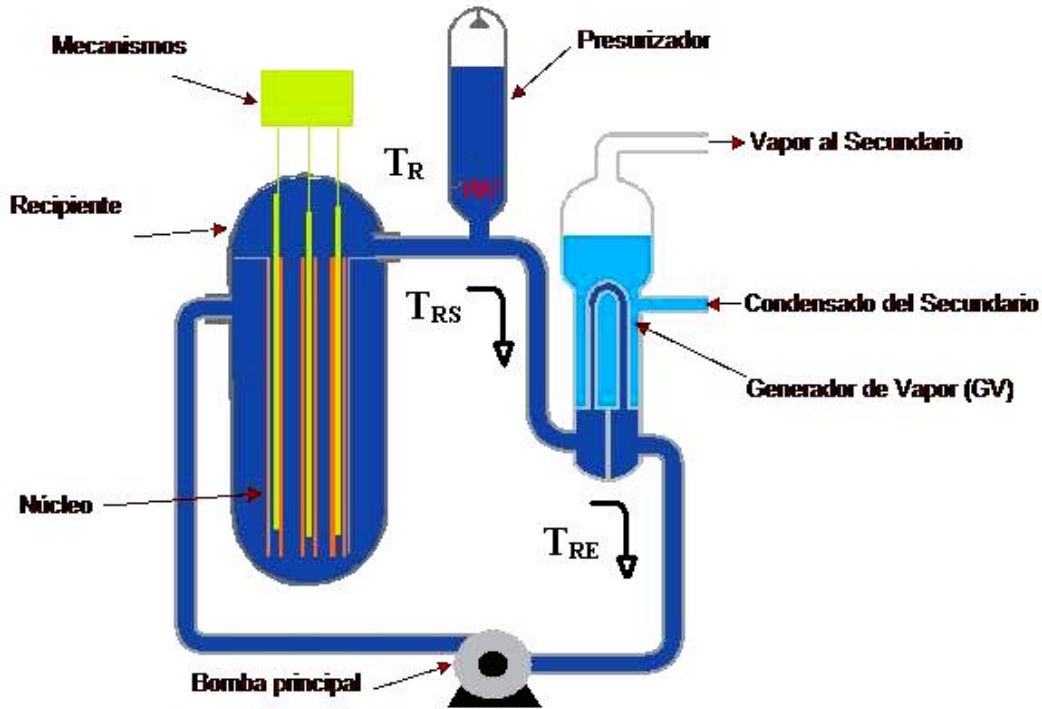


Figura 2.6 Muestra el Circuito Primario a simular.

Dónde:

$T_C$ , es la Temperatura del combustible.

$T_V$ , es la Temperatura de la vasija.

$T_R$ , es la Temperatura del refrigerante.

$P$ , es el calor producido por la fisión.

$T_{RS}$ , es la temperatura de salida del refrigerante al Generador de Vapor,

$T_{RE}$  es la temperatura de entrada al refrigerante,

$M_C$ ,  $M_V$  y  $M_R$ , son las masas de combustible, de la envoltura y el refrigerante,

$C_C$ ,  $C_V$  y  $C_R$ , son las capacidades caloríficas del combustible en la envoltura y el refrigerante

$k$ , es la conductividad térmica,



$A_{CV}$ , es superficie entre el combustible y la envoltura,

$A_{VR}$ , es la superficie entre la zona de la envoltura y el refrigerante,

$W_R$ , es el flujo del agua refrigerante.

Un modelo más simple es obtenido sin tener en cuenta la envoltura del combustible. Porque eso sólo se considera dos ecuaciones entonces, los datos utilizados en la solución de este modelo se rempazan en las siguientes ecuaciones.

$$M_C C_C \frac{dT_C}{dt} = P - k \cdot A_{CR} (T_C - T_R) \quad (10)$$

$$M_R \cdot C_R \frac{dT_R}{dt} = k \cdot A_{CR} (T_C - T_R) - W_R \cdot C_R (T_{RS} - T_{RE}) \quad (11)$$

Utilizando la ecuación:

$$T_R = \frac{T_{RS} + T_{RE}}{2}, T_{RS} - T_{RE} = 2(T_R - T_{RE}) \quad (12)$$

$$T_{RS} = 2T_R - T_{RE} \quad (13)$$

Reemplazando (12) en (11)

$$M_R \cdot C_R \frac{dT_R}{dt} = k \cdot A_{CR} (T_C - T_R) - 2W_R \cdot C_R (T_R - T_{RE}) \quad (14)$$

Donde:

$T_C$ , es la temperatura del combustible,

$T_R$  es la temperatura de la refrigerante,

$M_C$  y  $M_R$  son las masas del combustible y del refrigerante,

$C_C$  es la capacidad del combustible,

$K$ , es la conductividad térmica,

$A_{CR}$ , es la superficie entre el combustible y refrigerante.

$W_R$ , es el flujo del agua refrigerante.

#### 2.4.2.5. Control de la reactividad por la temperatura

Las reactividades de la Ec.(6),  $\rho = \rho_{TC} + \rho_{TR} + \rho_{BC}$ , se pueden calcular de

$\rho_{TC} = \alpha_R(T_C - T_{CO})$  y  $\rho_{TR} = \alpha_C(T_R - T_{RO})$ , donde los coeficientes de temperatura  $\alpha_C$  y  $\alpha_R$  son negativos. Si la reactividad de las barras de control  $\rho_{BC} > 0$ , la población de neutrones aumenta, de igual manera que la fisión del combustible y la temperatura del refrigerante.

Por lo tanto, si  $T_C > T_{CO}$  y  $T_R > T_{RO}$ , siendo  $\alpha_C$  y  $\alpha_R$  negativos, la reactividad del combustible y del refrigerante bajan, siendo una forma de control sobre el reactor.

En el modelo térmico tenemos que  $\rho_{TC} = \alpha_C(T_C - T_{CO}) < 0$ ,  $\rho_{TR} = \alpha_R(T_R - T_{RO}) < 0$ , que compensaría una reactividad positiva de  $\rho_{BC}$  hasta que  $\rho = \rho_{TC} + \rho_{TR} + \rho_{BC}$  se aproxime de nuevo a cero.

Para que un reactor sea crítico la población de neutrones debe mantenerse constante, es decir  $\rho = 0$ . Un reactor será supercrítico cuando  $\rho > 0$ , la población de neutrones se incrementa en el tiempo y subcrítico si  $\rho < 0$ , la población de neutrones disminuye en el tiempo se tiene entonces:

$$\rho = \rho_{TC} + \rho_{TR} + \rho_{BC} = \alpha_C(T_C - T_{CO}) + \alpha_R(T_R - T_{RO}) + \rho_{BC}, \quad (15)$$

## **CAPITULO III**

### **Introducción al SCICOS**

#### **3.1 Introducción.**

El Simulador de Objetos Conectados de Scilab (SCICOS: Scilab Connected Object Simulator), es un paquete de SCILAB para modelado y simulación de sistemas dinámicos que incluye subsistemas tanto continuos como discretos [19]. Scicos tiene una Interfaz Gráfica de Usuario (IGU) amigable para la edición de modelos, la cual se realiza interconectando bloques entres sí. Los bloques de Scicos se pueden encontrar en las paletas disponibles, o pueden ser definidos por el usuario. Generalmente, la construcción de un diagrama en Scicos consiste de:

Iniciar un diagrama de Scicos en blanco.

Abrir una o varias paletas.

Copiar los bloques de interés desde las paletas al diagrama.

Ajustar los parámetros de los bloques a los valores deseados.

Conectar los puertos de entrada y salida de los bloques.

Compilar y simular el diagrama.

Renombrar y guardar el diagrama.

SCILAB es un lenguaje de programación de alto nivel para cálculo científico, interactivo de libre uso y disponible en múltiples sistemas operativos que provee un poderoso ambiente computacional para aplicaciones científicas y de ingeniería, su sitio en internet es: <http://www-0rocq.inria.fr/scilab>[20].

#### **3.1.1 Características de Scilab**

- Intérprete sofisticado y lenguaje de programación con sintaxis tipo MATLAB.
- Librería de Funciones; con cientos de funciones matemáticas desarrolladas.
- Librerías con rutinas en Fortran y en C.
- Gráficos 2D, 3D y con animación.
- Ventajas del Software Libre.
- Libertad para distribuirlo por cualquier medio para su utilización.
- Libertad al ejecutar el programa para cualquier propósito docente.
- Libertad para estudiar el programa, adaptarlo y mejorarlo.

- Posibilidad de acoplarlo con otros programas que utilicen Fortran o C.

Scicos ( Scilab Connected Object Simulator) es una Toolbox de Scilab para el modelado y simulación de sistemas dinámicos incluyendo tanto sistemas discretos como continuos. Scicos incluye un editor gráfico para la construcción de modelos mediante interconexión de bloques (blocks). Estos bloques representan funciones fundamentales predefinidas en Scilab o definidas por el usuario [21].

Al activar Scilab aparece en la pantalla algo semejante a la figura 3.1:

```

-----
                        Scilab-3.0

                Copyright (c) 1989-2004
            Consortium Scilab (INRIA, ENPC)
-----

Startup execution:
  loading initial environment

-->

```

Figura 3.1 Muestra la ventana de entrada de Scilab.

### 3.1.2 El Editor de Scicos.

Los sistemas son modelados mediante la interconexión de bloques o subsistemas; los subsistemas son también llamados súper bloques (súper blocks) que forman un único bloque partiendo de un conjunto de bloques simples [22].

Scicos cuenta con un interfaz gráfico, en el que se pueden desarrollar nuevos modelados partiendo de bloques que estén implementados, que se encuentran en las paletas (palettes ) o definidos por el usuario [23].

Para abrir la ventana principal de Scicos debemos teclear scicos() en la ventana inicial de Scilab, ver figura 3.2, y se iniciara Scicos como muestra la siguiente figura 3.3:

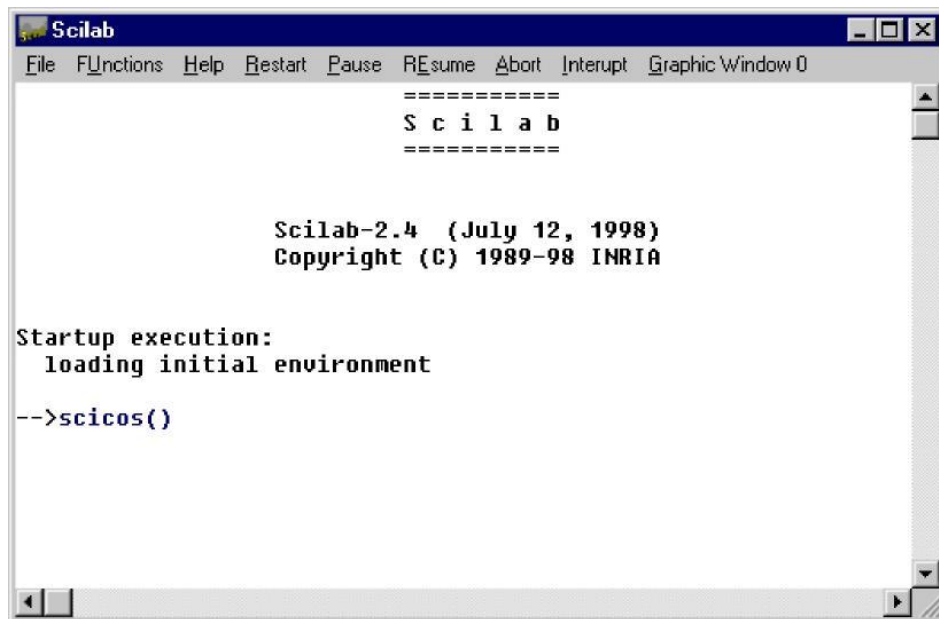


Figura 3.2 Muestra la ruta para ingresar a Scicos.

Apareciendo **la ventana principal de Scicos** ver **figura 4** (*Scicos's main window*):

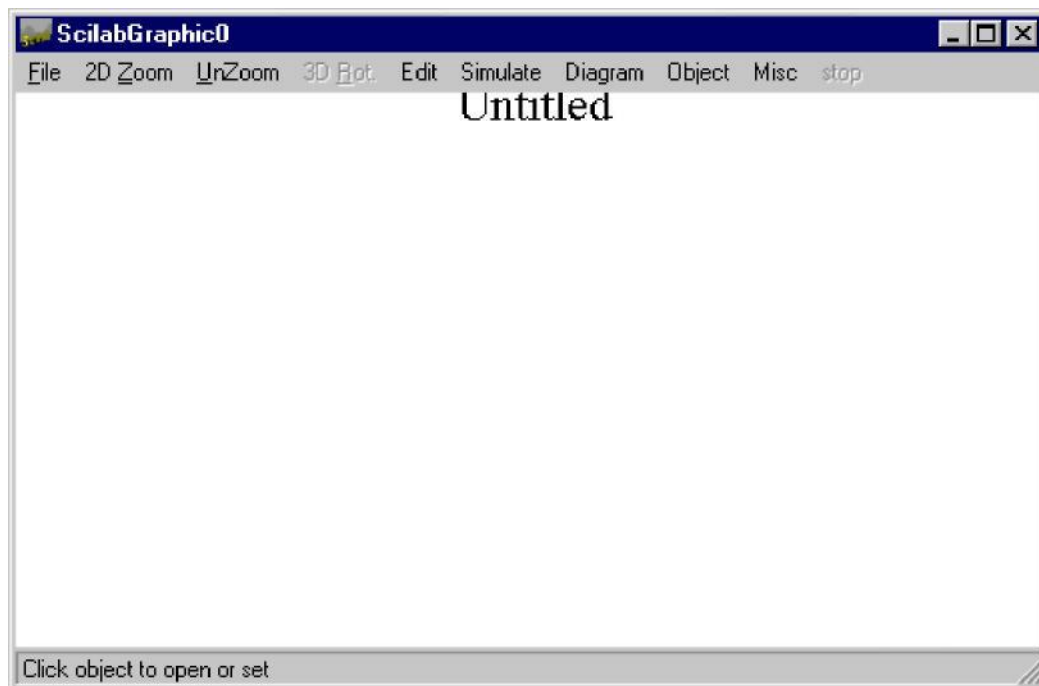


Figura 3.3 Muestra la ventana principal de Scicos.

### 3.2. Construcción de un Modelo con Scicos.

La construcción de un modelo en Scicos consiste típicamente en:

#### 3.2.1. Abrir Paletas de Bloques.

El primer paso para construir un nuevo modelo es abrir una o más paletas de bloques, usando el botón Palettes que se encuentra dentro del menú Edit: [24] ver figura 3.4

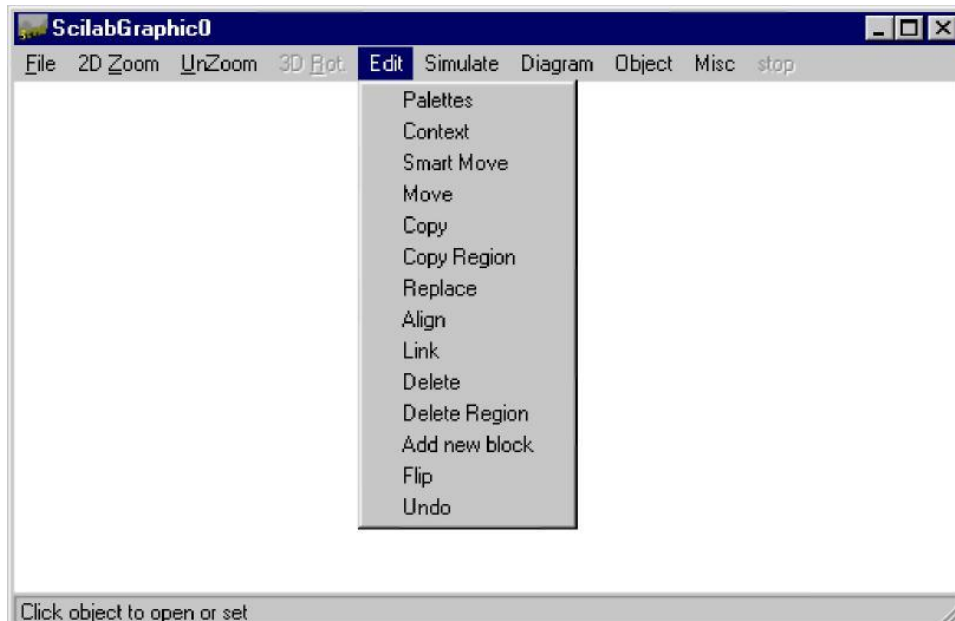


Figura 3.4 Muestra la ventana de ingreso a las paletas desde el menú edit.

#### 3.2.2. Copia de Bloques.

La copia de bloques en la ventana principal de Scicos desde las paletas, se realiza haciendo click en el botón copy del menú Edit. Vamos a construir un modelo como ejemplo, para copiar hago click con el botón izquierdo del ratón y arrastro hasta la ventana principal de Scicos; volviendo hacer click con el botón izquierdo. Obteniendo para nuestro modelo en construcción ver figura 3.5:

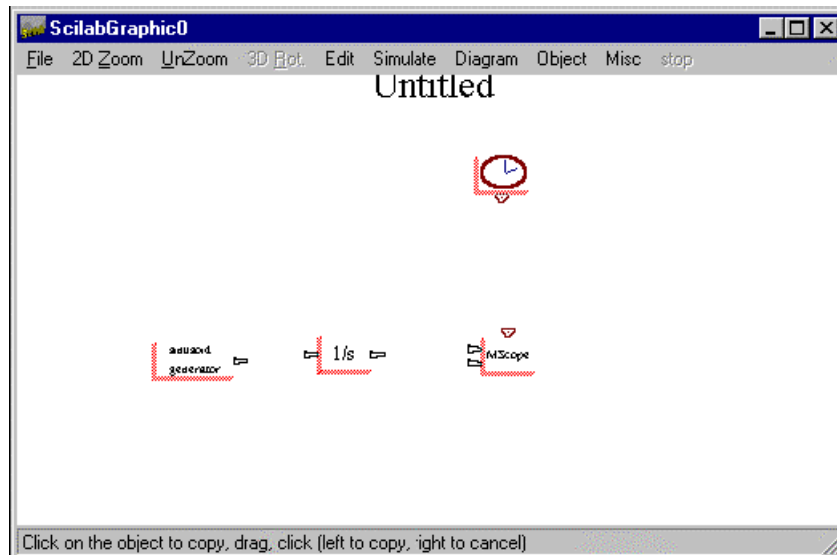


Figura 3.5 Muestra el modelo al copiar los bloques desde las paletas a la ventana de diseño.

Con el botón derecho del ratón cancelo la selección de bloque realizada, además si quiero borrar un bloque ya pegado en la ventana principal, hago click en el botón **Delete** del menú **Edit** y hago click sobre el bloque a borrar.

### 3.2.3. Conexión de Bloques. ( link )

Debo conectar las entradas y salidas de los bloques, seleccionando primero el botón **Link** del menú **Edit**.

Una vez he hecho click en el botón **Link**, hago click sobre la salida de un bloque y luego sobre la entrada del siguiente, quedando ambos conectados. También puedo partir o terminar en puntos intermedios en los enlaces, o sea hago click sobre el botón **Link** y pincho en un punto de un enlace a partir del cual puedo obtener las bifurcaciones que quiera.

El proceso de enlazado puede ser parada cuando quiera simplemente haciendo click en el botón de la derecha del ratón. Es importante reseñar que es muy importante incluir en cualquier modelo Scicos un bloque **scope** o **write to file**, para poder visualizar los datos de una simulación

### 3.2.4. Simulación de un Modelo con Scicos.

Una vez que tengo completo el modelo puedo realizar una simulación usando **Run** del menú **Simulate**.

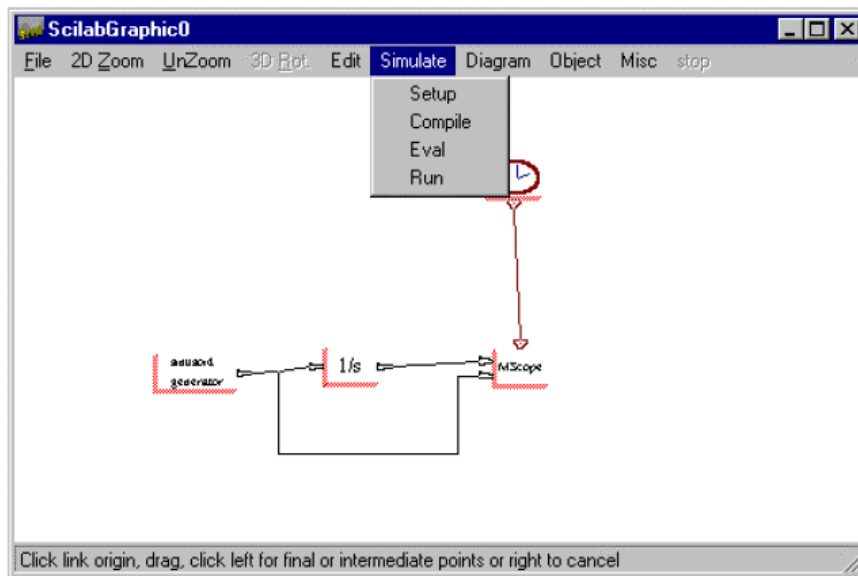


Figura 3.6 Muestra la conexión de los bloques y la realización de la compilación en el menú simulate usando run.

Una vez seleccionado el botón **Run**, se realiza la compilación del modelo (si no ha sido ya compilado ) y después la simulación (ver figura 3.6). La simulación puede ser parada en cualquier momento simplemente haciendo click sobre el botón **Stop** en la ventana principal de Scicos.

El **resultado de la simulación** de este ejemplo se muestra en la figura 3.7:

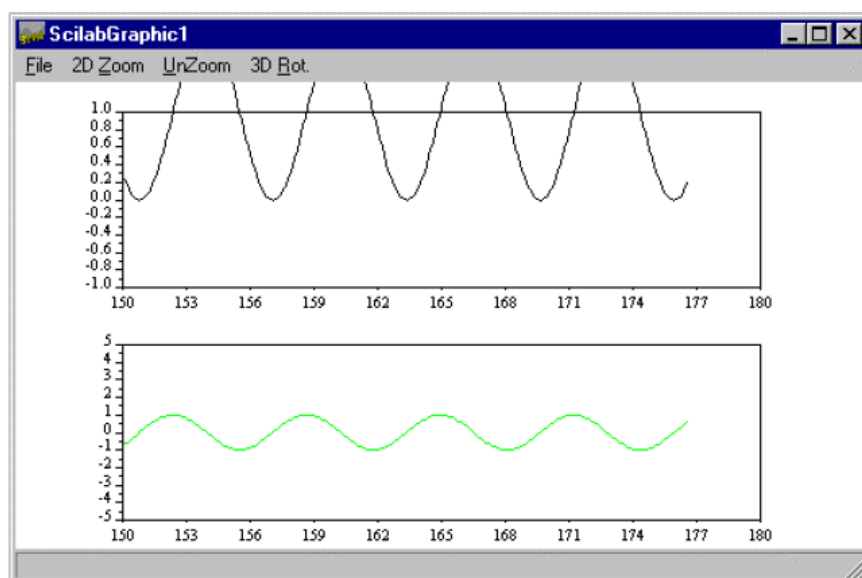


Figura 3.7 Muestra el resultado de la conexión.



## CAPÍTULO IV

### Programación, Datos y Resultados

#### 4.1 Fuente de los Datos

Los datos usados para la simulación son de dos reactores A y B. Los datos del reactor A tienen relación con el reactor Angra 2 y el reactor B con un reactor español encontrado en un site de internet [25][26].

##### 4.1.1. Resultados con el Modelo de Cinética Puntual.

En la tabla 4.1 son mostrados los datos usados para el modelo de cinética puntual. La figura 4.1 muestra el diagrama usado en el SCICOS para la solución del modelo de cinética puntual.

Tabla N° 4.1. Datos usados para la simulación del modelo de cinética puntual.

	ANGRA 2	R.E.
POT	$3.765 \times 10^9$ W	30400 kW
B	0.0065	0.0065
$\lambda$	0.077 s <sup>-1</sup>	0.077 s <sup>-1</sup>
L	0.001 s	0.001 s
No	$4.95 \times 10^9$	$4 \times 10^7$
Co	$4.182 \times 10^{11}$	$3.35 \times 10^9$

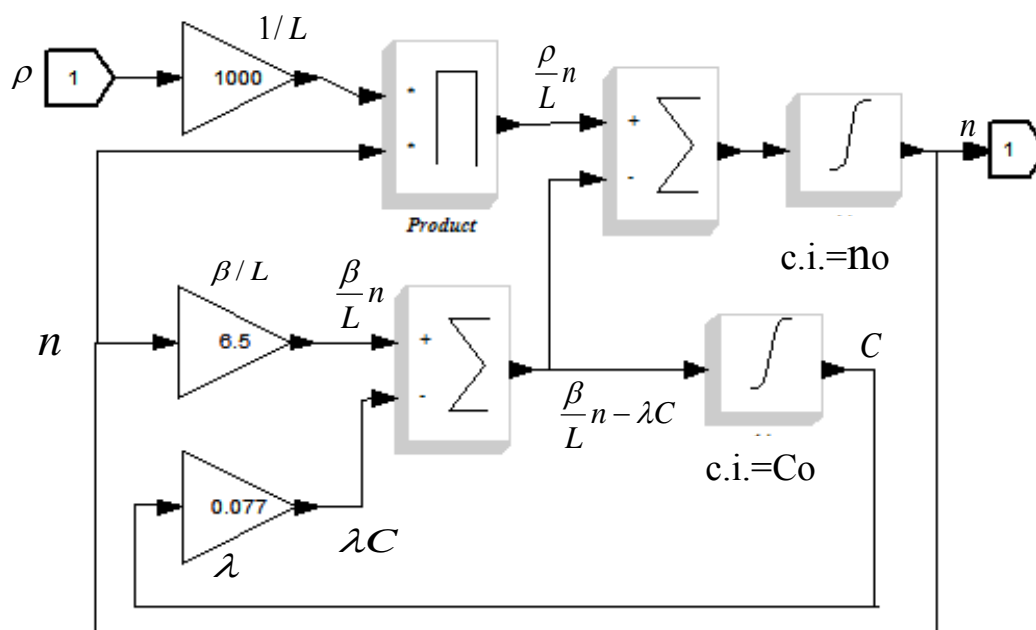


Figura 4.1 Diagrama solución para el modelo de cinética puntual.

Observe que a partir de las potencias que designemos a nuestro reactor al trabajar al 100%, en estado estacionario, podemos calcular los valores de la población de neutrones y de los núcleos precursores.

### Ejemplo

Datos calculados para el Reactor A:

Potencia =  $3.765 \times 10^9$  W,

Población de neutrones =  $\text{Potencia} / 0.76 = 3.765 \times 10^9 \text{ W} / 0.76 = 4.95 \times 10^9$

La población de núcleos precursores se puede calcular de:

$$0 = \frac{\beta}{L} n - \lambda C \quad (16)$$

$$\rightarrow C = \frac{\beta}{\lambda L} n \quad (17)$$

$$\text{Población de núcleos precursores} = \frac{0.0065}{0.001 * 0.77} 4.95 \times 10^9 = 4.182 \times 10^{11}$$

Con esta etapa podemos hacer algunas pruebas, por lo que implementamos el diagrama 4.2 dado en la figura 4.3, para obtener los gráficos de la potencia versus el tiempo. En las pruebas implementadas se usaron los datos del reactor A relacionado al Angra 2 (ver tabla 4.1).

- a) si la reactividad es una constante igual a cero,  $\rho = 0$ . La potencia del reactor en el tiempo se mantiene constante trabajando al 100 %, es decir a  $3.765 \times 10^9$  W.

Figura 4.2

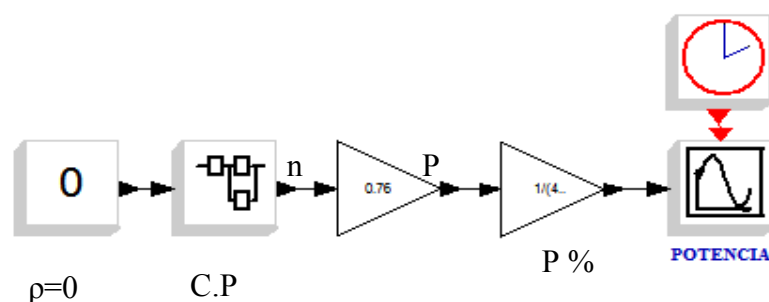


Figura 4.2. Diagrama en bloques usado para las pruebas del modelo de cinética puntual.

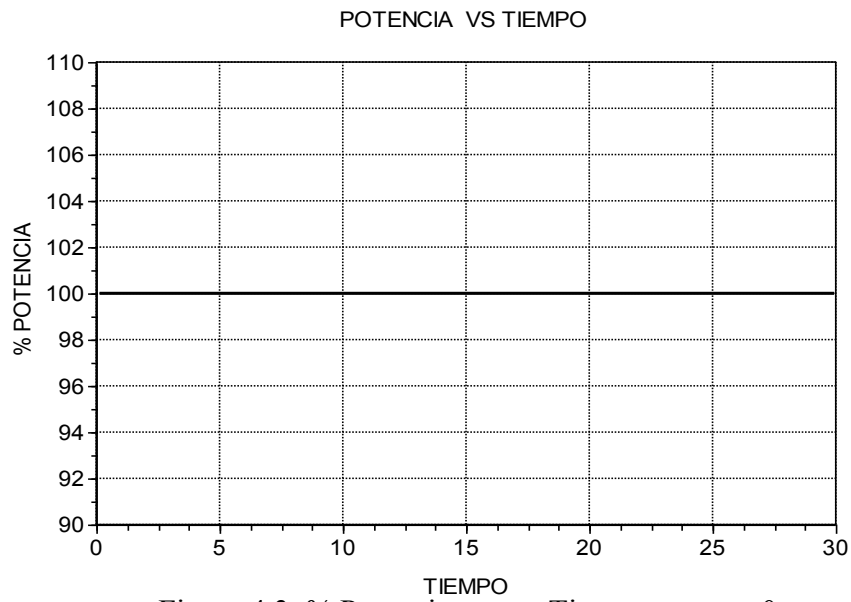
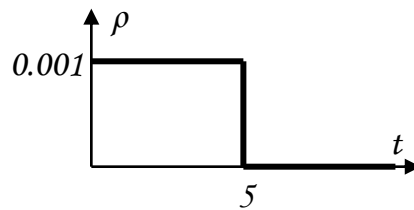


Figura 4.3. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=0$

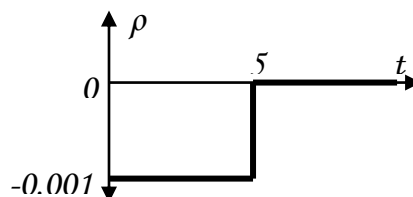
b) Para  $\rho=0.001$ , la potencia del reactor se incrementa en forma descontrolada, como se observa en la figura 4.4.

c) Para  $\rho=-0.001$ , la potencia del reactor decrece, como se observa en la figura 4.5.

d) Una función escalón positiva donde se inserta una reactividad  $\rho=0.001$ , por 5 segundos, luego la reactividad vuelve a cero  $\rho=0$ . La variación de la potencia es observada en la figura 4.6;



e) Una función escalón negativa donde se inserta una reactivada  $\rho=-0.001$  por 5 segundos y luego la reactividad es cero,  $\rho=0$ . La variación de la potencia en el tiempo se observa en la figura 4.7.



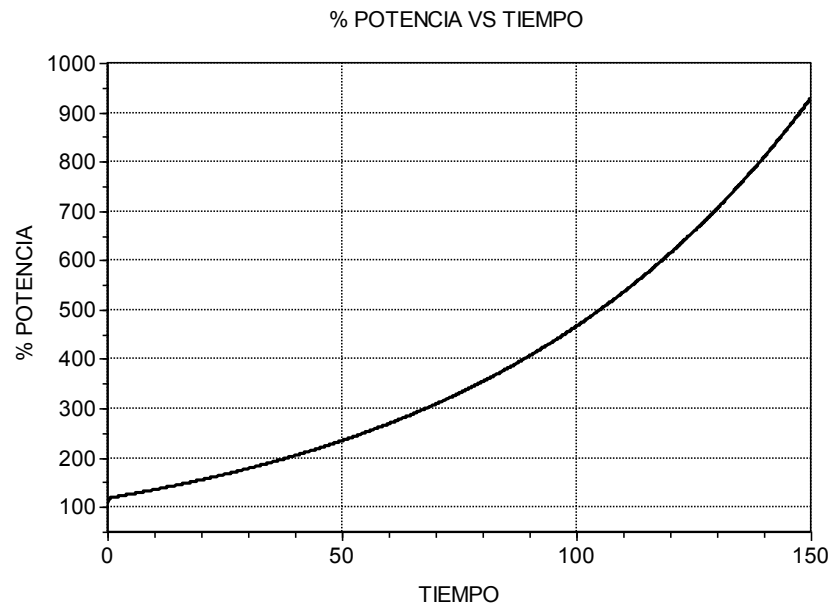


Figura 4.4. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=0.001$ .

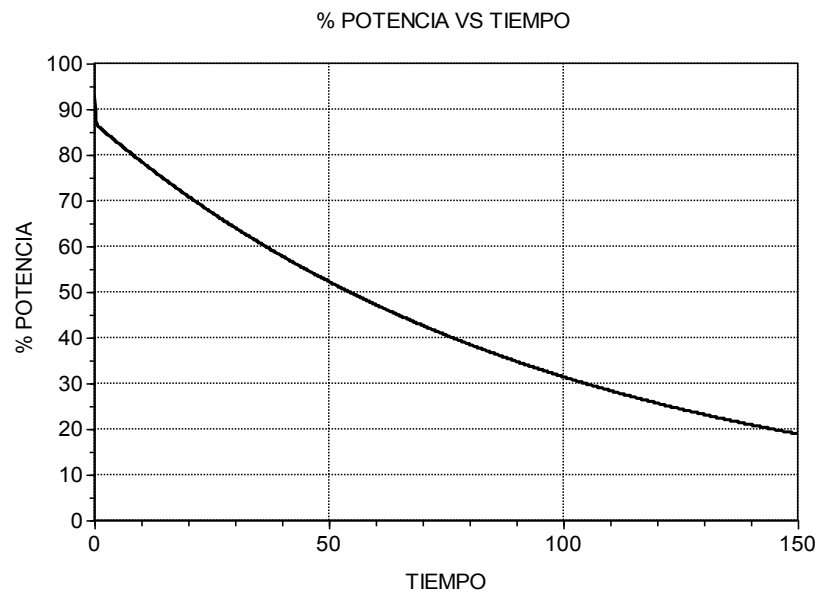


Figura 4.5. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho=-0.001$ .

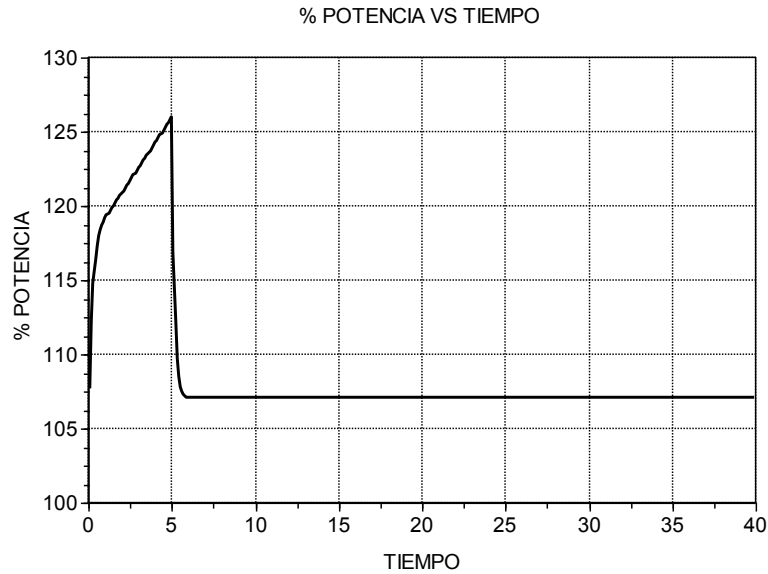


Figura 4.6. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho$  como función escalón positiva.

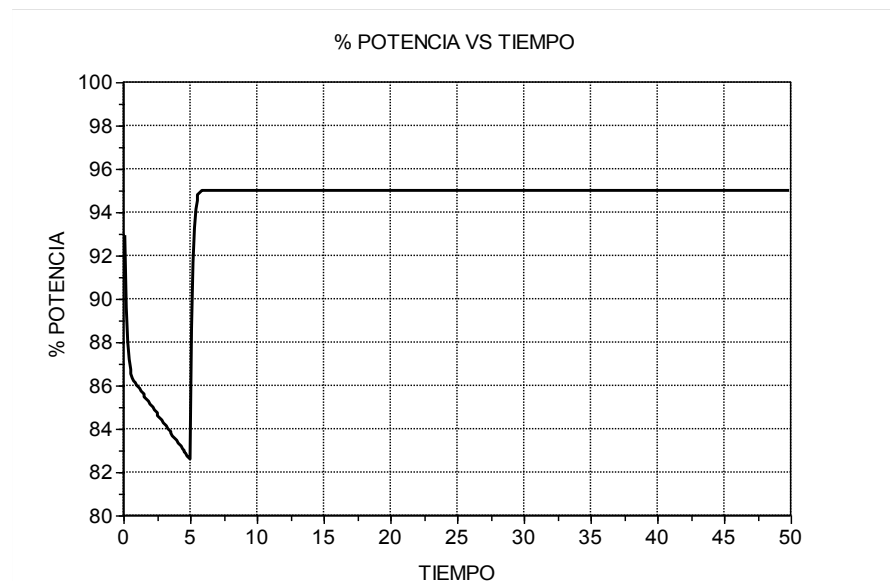


Figura4.7. % Potencia versus Tiempo, para  $\rho$  como función escalón negativa.

#### 4.1.2. Resultados con el Modelo Térmico

La tabla 4.2, presenta los datos usados en el diagrama solución para el modelo térmico, figura 4.8.

Siendo conocido la potencia del reactor y la temperaturas óptimas de trabajo para el combustible del refrigerante y la que entra por el secundario ( $T_{co}$ ,  $T_{ro}$  y  $T_{re}$ ) con ayuda

de las ecuaciones del modelo térmico en estado estacionario, podemos determinar las variables  $KA_{CR}$  y  $W_R \cdot C_R$

$$0 = P - k \cdot A_{CR}(T_C - T_R) \quad (18)$$

$$\Rightarrow k \cdot A_{CR} = P/(T_C - T_R) \quad (19)$$

Y de

$$0 = k \cdot A_{CR}(T_C - T_R) - 2W_R \cdot C_R(T_R - T_{RE}) \quad (20)$$

$$\Rightarrow W_R \cdot C_R = k \cdot A_{CR}(T_C - T_R)/2(T_R - T_{RE}) \quad (21)$$

Acoplado el bloque de cinética puntual según la Figura 4.9, podemos observar las temperaturas cuando la reactividad es igual a 0, 0.001, -0.001, la función escalón positiva y negativa como en el ejemplo anterior. La figura 4.10, 4.11, 4.12, 4.13 y 4.14 muestran las temperaturas del combustible y refrigerante para las reactividades indicadas.

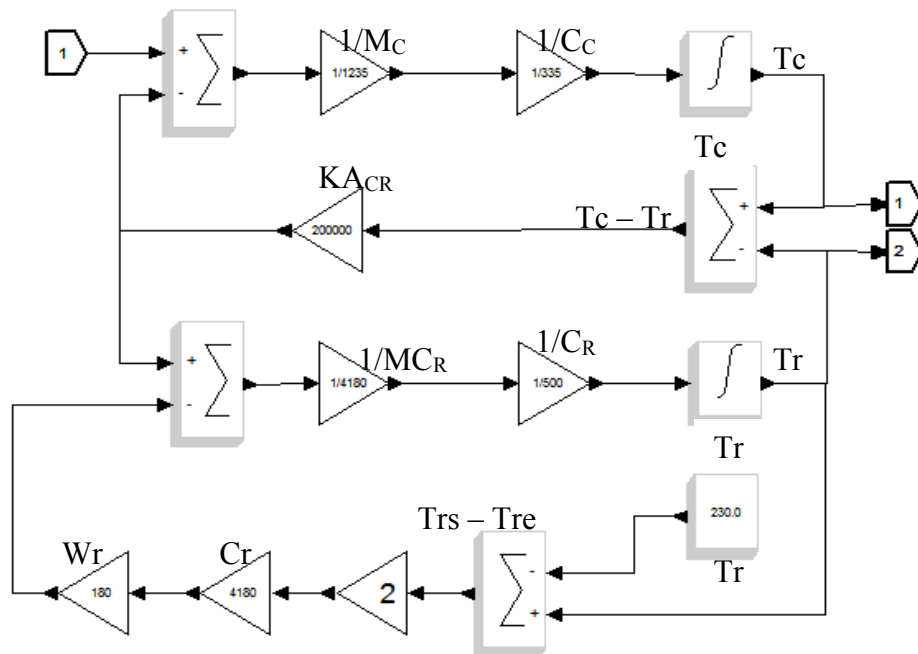


Figura 4.8. El modelo Térmico.

Tabla N° 4.2. Valores usados para el modelo térmico

	ANGRA 2		RE
Tco	900.2 °C	Tco	402.2 °C
Tro	326.2 °C	Tro	250.2 °C
Tre	291.2 °C	Tre	230.2 °C
Mc	103000 Kg	Mc Cc	414000 W /°C
Cc	335 W/Kg °C		
Mr	40000 Kg	Mr	500 Kg
Cr	4180 W/Kg °C	Cr	4180 W/Kg °C
K Acr	6,55x10 <sup>6</sup> W/°C	K Acr	200000 W/°C
Wr	12867 Kg	Wr	180 Kg
POT	3.765x10 <sup>9</sup> W	POT	30400 kW
	$\alpha_C = -0.000028, \alpha_R = -0.00002$		$\alpha_C = -0.00009, \alpha_R = -0.0000998$

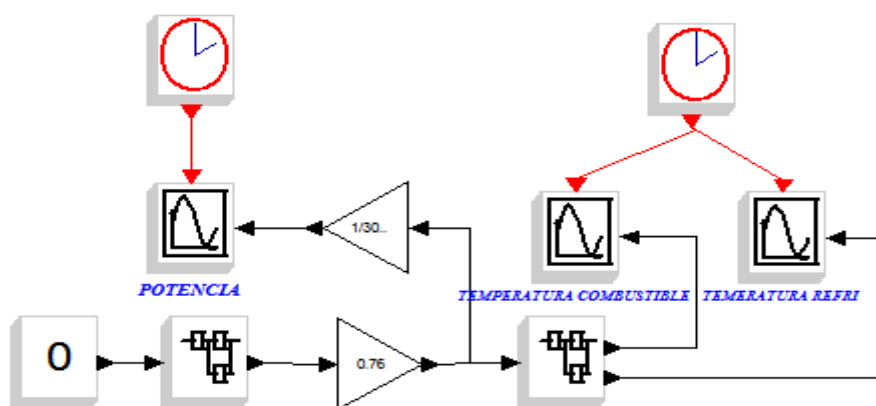


Figura 4.9. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico.

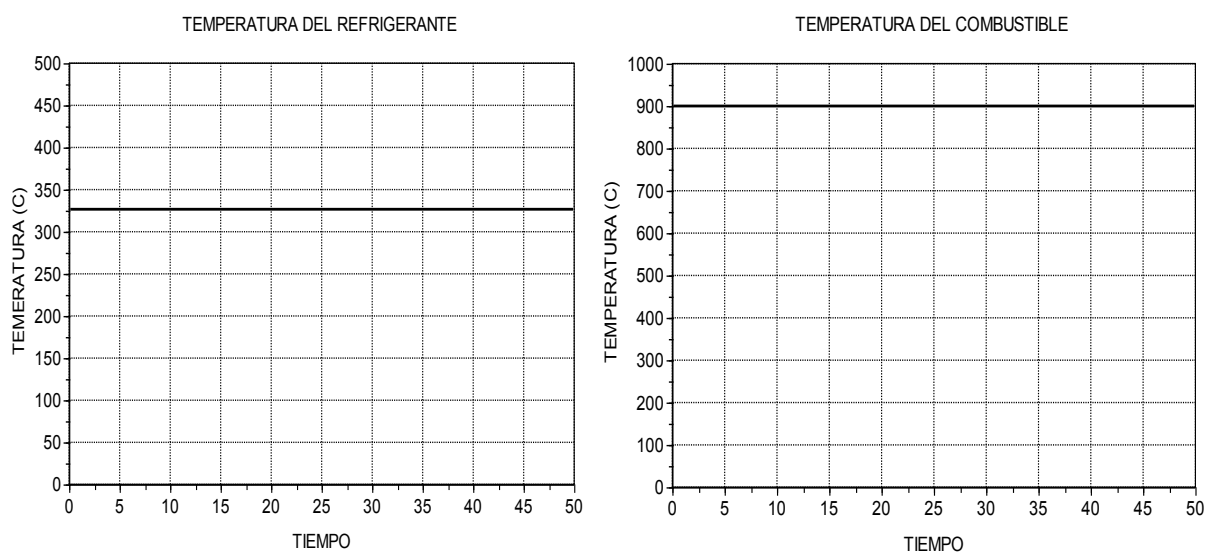


Figura 4.10. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=0$ .

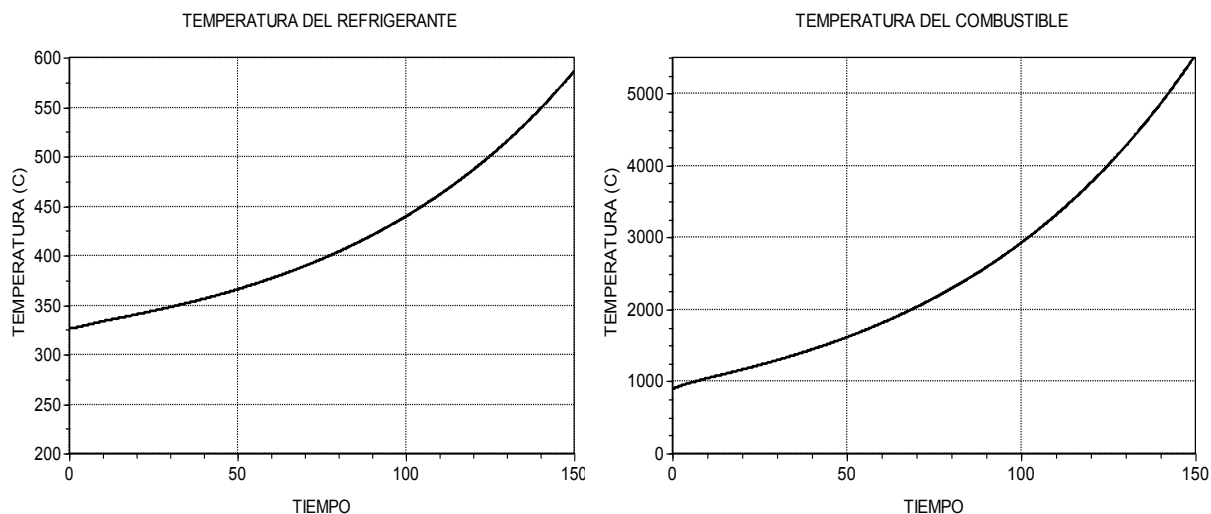


Figura 4.11. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=0.001$

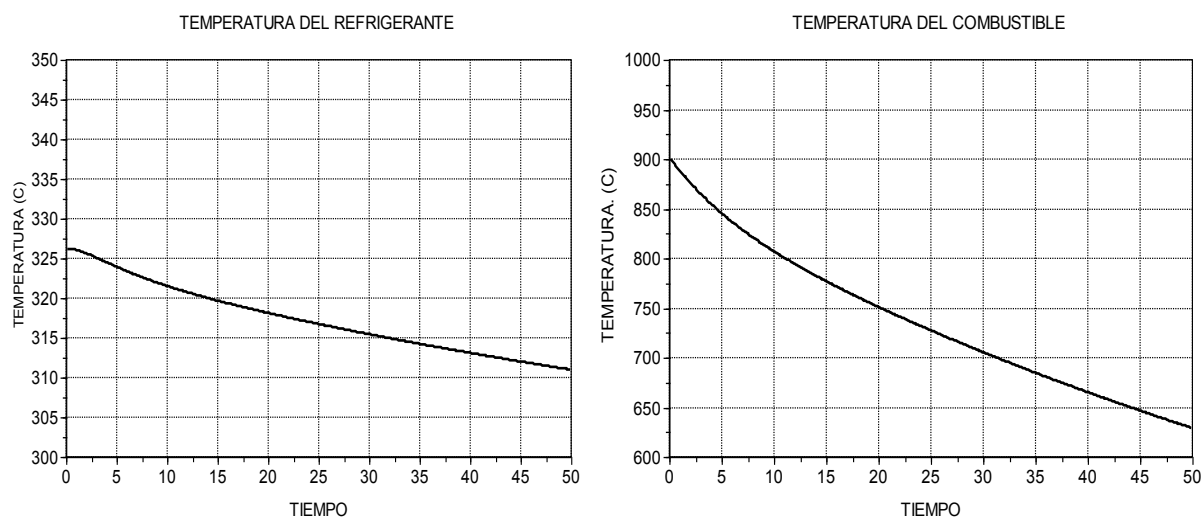


Figura 4.12. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho=-0.001$ .



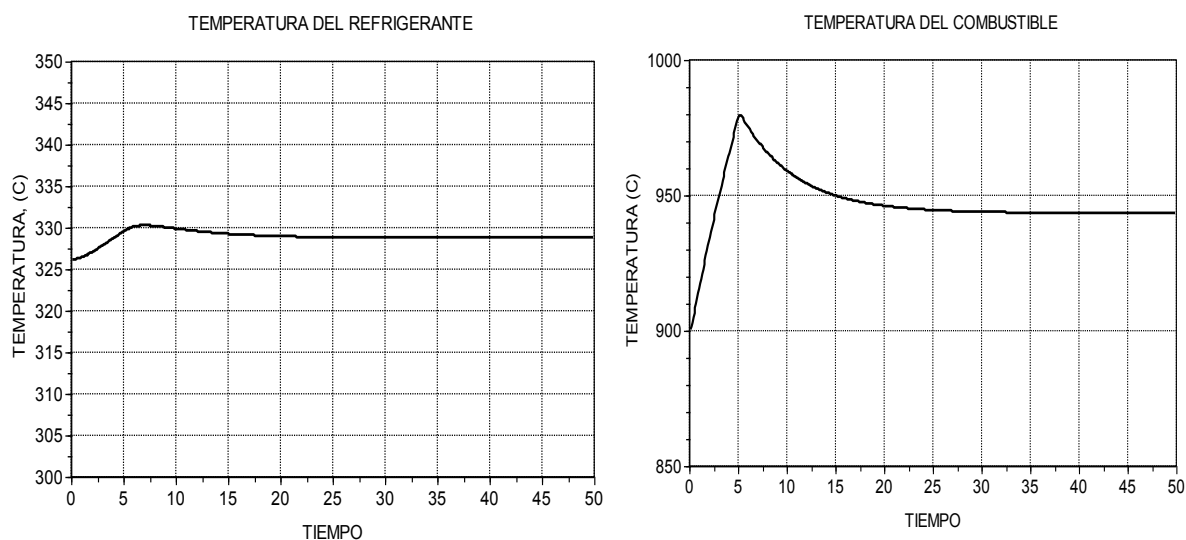


Figura 4.13. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho$  función escalón positiva

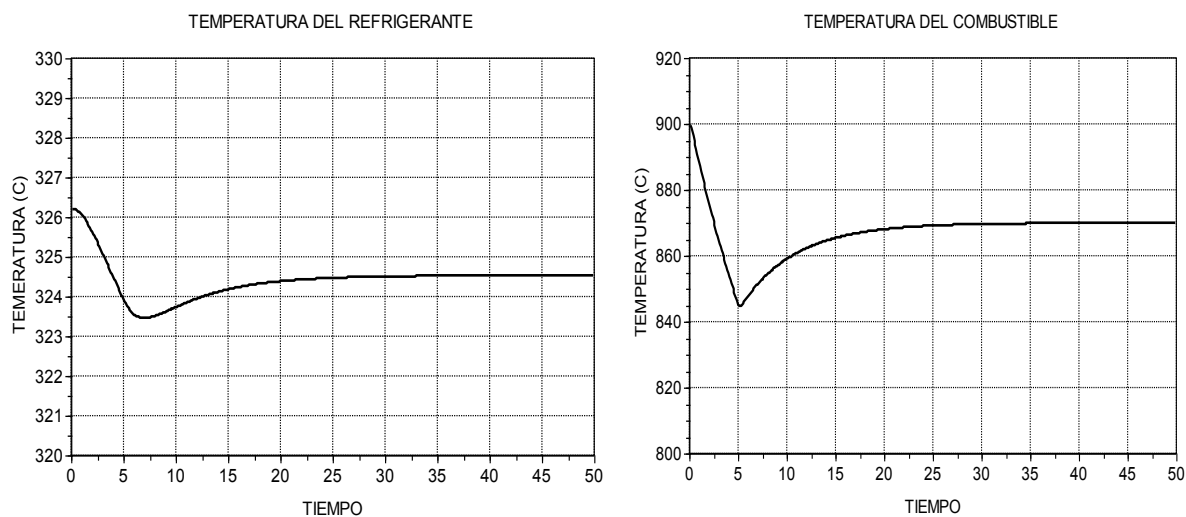


Figura 4.14. El modelo de Cinética Puntual con el modelo Térmico,  $\rho$  función escalón negativa.

Se observa de estos gráficos que cuando la  $\rho=0.001$ , la potencia y las temperaturas de combustible y del refrigerante se incrementa en forma exponencial, y cuando  $\rho = -0.001$  decrecen en el tiempo.

Para una función escalón positiva que el incremento en la potencia, temperatura del combustible y del refrigerante se da hasta los 5 segundos en que la reactividad es mayor a cero. Pasado los 5 segundos los valores disminuyen para la potencia y la temperatura del combustible. La temperatura del refrigerante disminuye después de 8 segundos. Sin embargo el decremento para la potencia y la temperatura se aproxima a un valor superior para el que fue diseñado el reactor para una reactividad igual a cero.

Para una función escalón negativa se observa que, la potencia y la temperatura del combustible disminuyen hasta los 5 segundos para luego incrementarse hasta convergir a un valor inferior de la diseñada para el reactor cuando la reactividad es igual a cero. La temperatura del refrigerante también disminuye hasta aproximadamente 8 segundos, para luego incrementarse aun valor menor para el que fue diseñado cuando  $\rho = 0$ .

#### **4.1.3. Influencia de la temperatura del combustible y del refrigerante en la reactividad**

La reactividad empleada en estos ejemplos puedes relacionarse a la inserción de una reactividad exterior como un levantamiento de las barras de control, y lo consideraremos como reactividad externa  $\rho_{ext}$ . Pues existen también reactividades internas debidas a la temperatura del combustible y del refrigerante que van a interferir con la población de neutrones del reactor.

El parámetro  $\alpha_C$  y  $\alpha_R$  son valores negativos, conocidos como los coeficientes de reactividad térmico del combustible y del refrigerante, ellos nos indican la relación con que disminuye la reactividad al aumentar la temperatura y con ello se logra mantener el reactor estable o bajo control, ello quiere decir que:

Si  $\rho_{ext} = 0$ , el reactor se encuentre trabajando en 100% de potencia y las temperaturas del combustible y del refrigerante estén en el valor indicado en el diseño.

Si  $\rho_{\text{ext}} > 0$  y se mantiene constante en ese valor, indicará que las barras ha sido levantadas unos determinados centímetro, aumentado la población de neutrones y por tanto la potencia del reactor se incrementará un porcentaje determinado manteniéndose constante todo el tiempo que la barras estén levantadas. Las temperaturas del refrigerante y del combustible se mantienen inestables durante los primeros segundos, luego se mantienen constante durante el tiempo restante.

Si  $\rho_{\text{ext}} < 0$  y se mantiene constante, indicara que las barras de control fueron bajadas, la población de neutrones disminuye y la potencia del reactor decrecerá un porcentaje determinado donde se mantendrá hasta que  $\rho_{\text{ext}}$  cambie. Al igual que en el caso anterior las temperatura del refrigerante y del combustible en los primeros segundos se vuelve inestables pero luego se mantienen constante en el resto del proceso.

La figura 4.15 presenta el diagrama del control del reactor por la temperatura. La reactividad total será igual a la reactividad externa y a las inducidas por las temperaturas del combustible y del refrigerante.

La figura 4.16 presenta en bloques: el control de la reactividad, el modelo de cinética puntual y el modelo térmico, empleado para realizar los siguientes ejemplos con datos del reactor B.

Ejemplo 1. Reactividad externa,  $\rho_{\text{ext}} = 0.001$ , sus resultados sobre la variación de la potencia y de las temperaturas del combustible y del refrigerante son presentados en la figura 4.17.

Ejemplo 2. Reactividad externa,  $\rho_{\text{ext}} = -0.001$ , sus resultados sobre la variación de la potencia y de las temperaturas del combustible y del refrigerante son presentados en la figura 4.18.

Ejemplo 3. Reactividad externa tipo escalón,  $\rho_{\text{ext}} = 0.001$ , sus resultados sobre la variación de la potencia y de las temperaturas del combustible y del refrigerante son presentados en la figura 4.19.

Ejemplo 4. Reactividad externa tipo escalón,  $\rho_{\text{ext}} = -0.001$ , sus resultados sobre la variación de la potencia y de las temperaturas del combustible y del refrigerante son presentados en la figura 4.20.

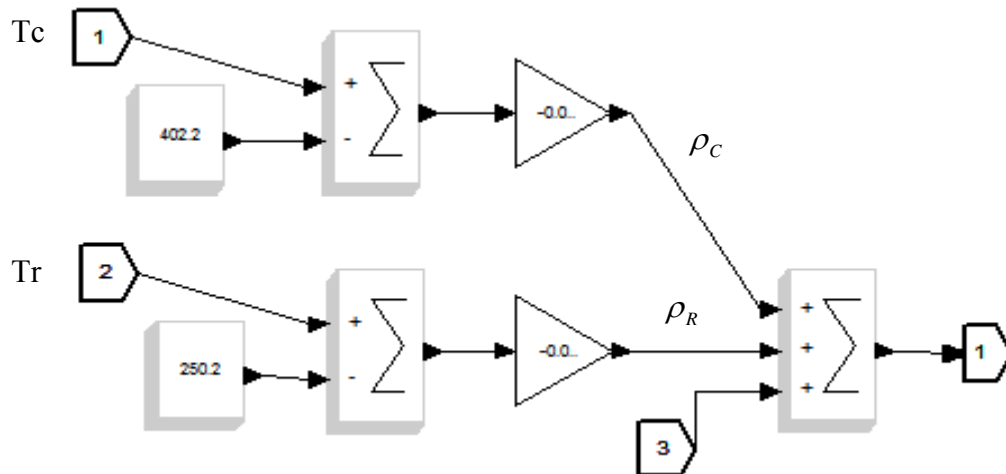


Figura 4.15. Diagrama solución del control del reactor por la temperatura.

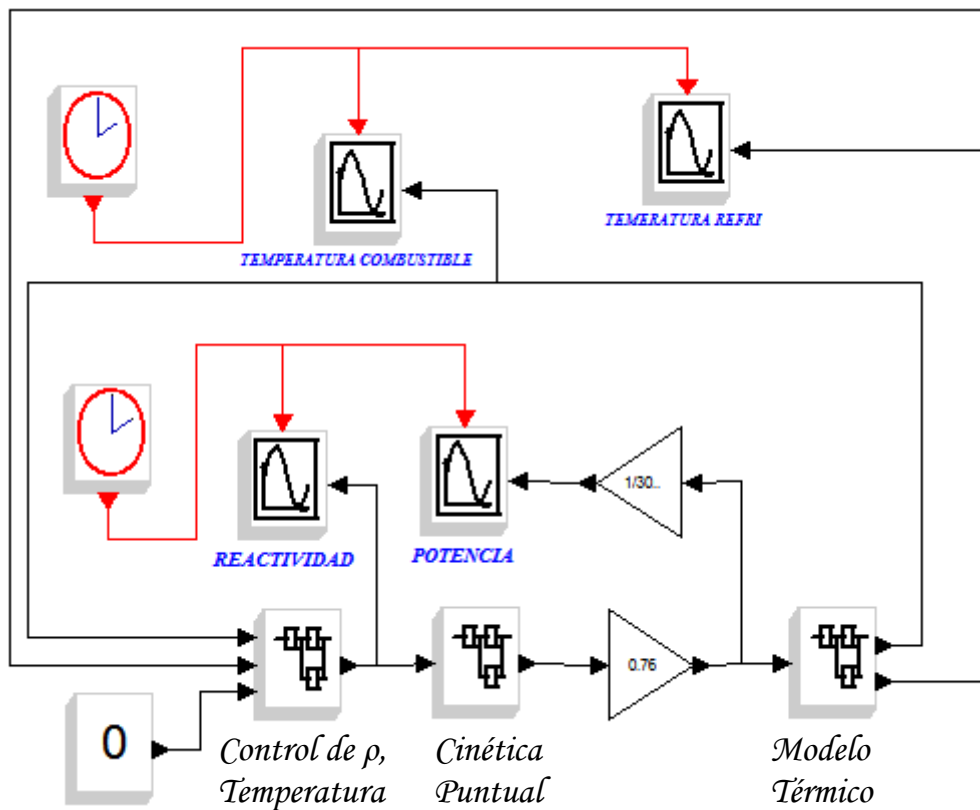


Figura 4.16 Diagrama en bloques para ser usado en control del reactor.

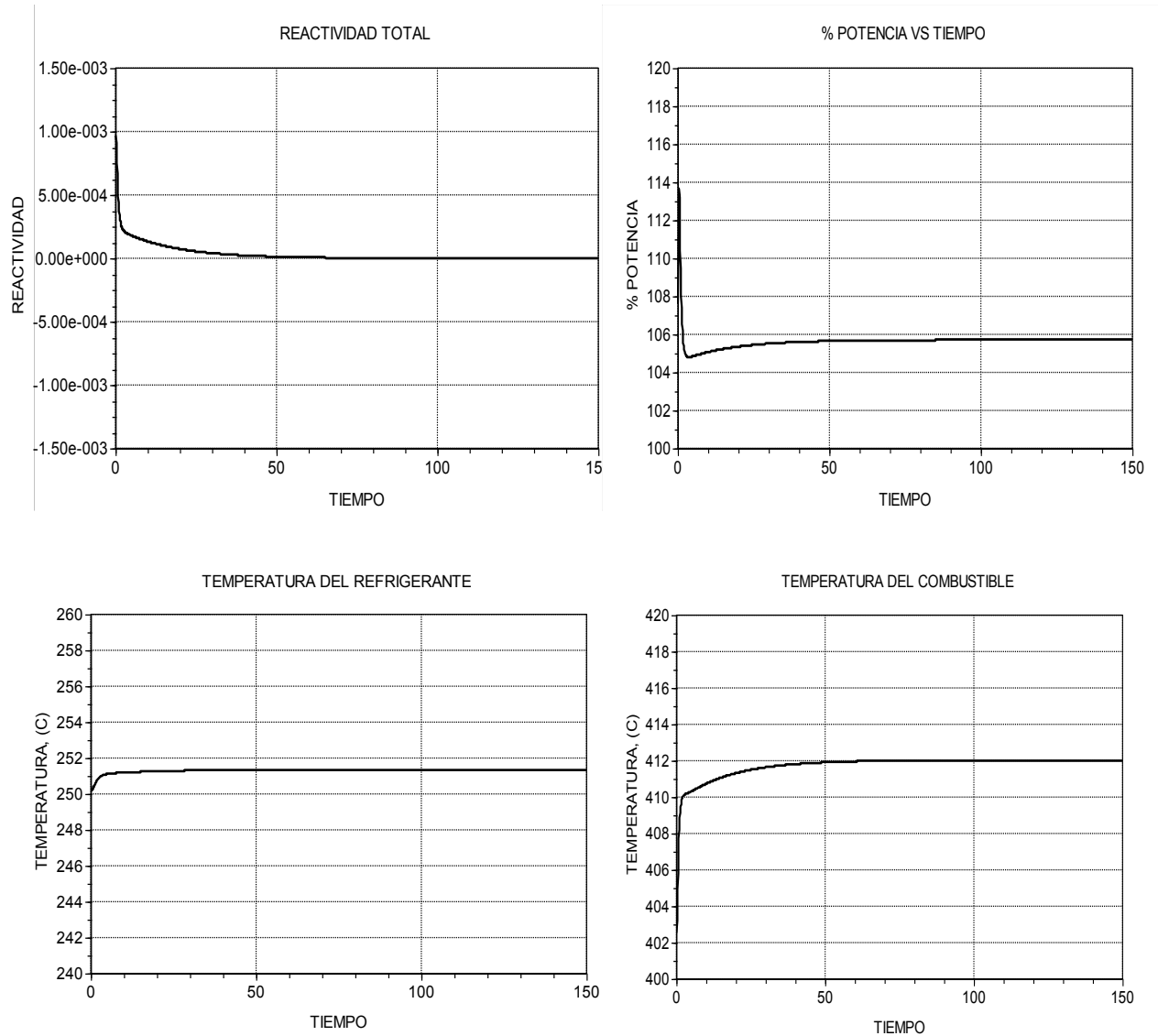


Figura 4.17. Gráficos obtenidos en el ejemplo 1 cuando  $\rho_{\text{ext}}=0.001$ .

Para el ejemplo 1,  $\rho_{\text{ext}}=0.001$ , la reactividad total se incrementa en los primeros segundos y luego decrece hasta estabilizarse en una reactividad total igual a cero. Observamos que antes primer segundo la potencia del reactor se incrementa hasta un 13%, aumentando tanto la fisión como las temperaturas del combustible, del refrigerante, y la diferencia de estas en relación con las temperaturas diseñadas al 100 % de la potencia. Estas diferencias multiplicadas por el coeficiente de reactividad térmico respectivo, nos dan reactividades negativas que van a compensar la reactividad externa hasta que llegue a cero la reactividad total, razón por la cual la potencia llega a un 105% al estabilizarse en estado crítico.

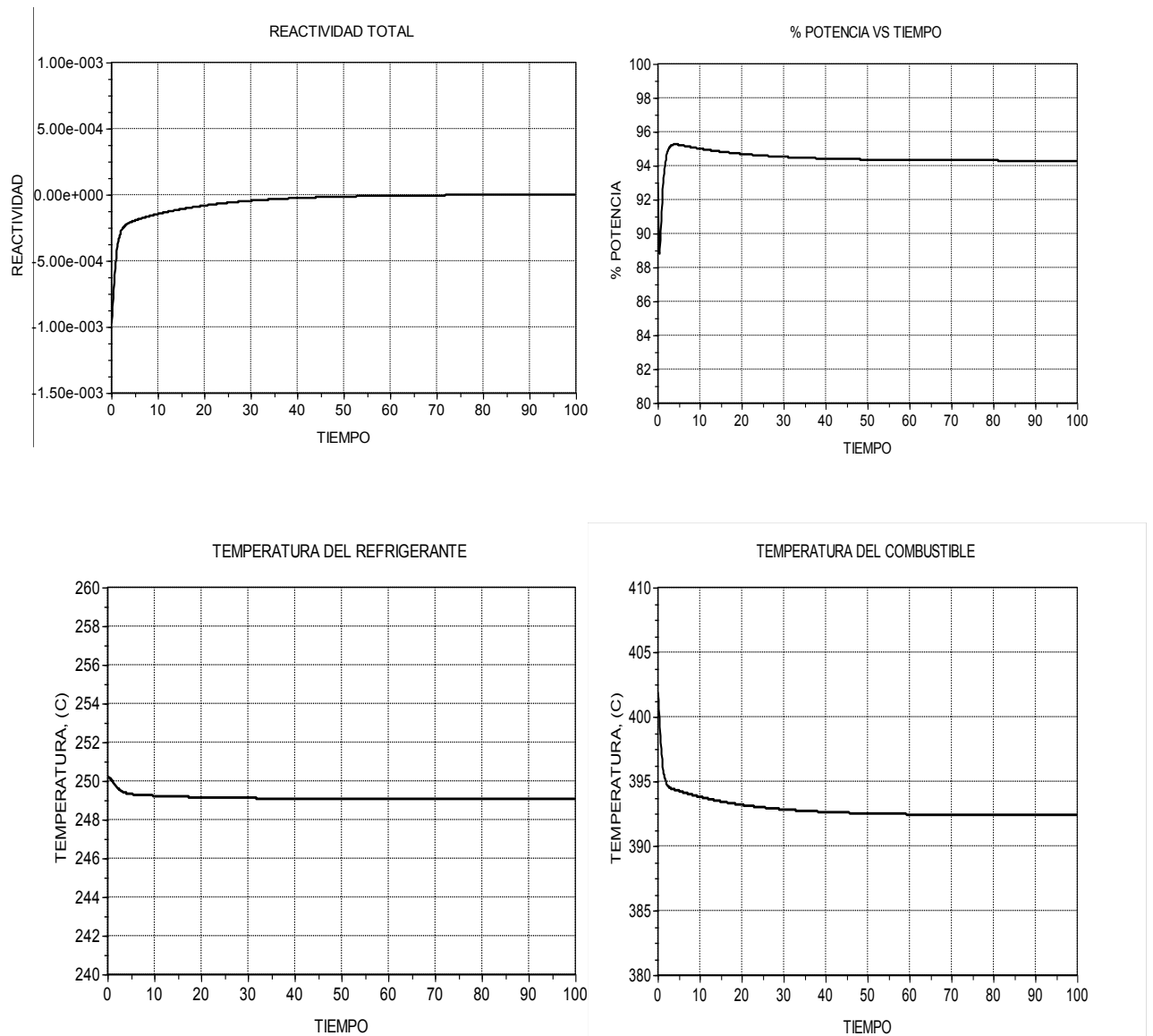


Figura 4.18. Gráficos obtenidos en el ejemplo 2 cuando  $\rho_{ext} = -0.001$ .

Para el ejemplo 2,  $\rho_{ext} = -0.001$ , la reactividad total decrece en los primeros segundos y luego se incrementa hasta estabilizarse en una reactividad total igual a cero. Observamos que antes primer segundo la potencia del reactor decrece hasta un 89%, disminuyendo la fisión como las temperaturas del combustible y del refrigerante. Mas aumentando la diferencia negativa de estas en relación con las temperaturas diseñadas al 100 % de la potencia. Estas diferencias multiplicadas por el coeficiente de reactividad térmico respectivo, nos dan reactividades positivas que van a compensar la reactividad negativa externa hasta que llegue a cero la reactividad total, razón por la cual la potencia llega a un 94% al estabilizarse en estado crítico.

Existe una relación entre los centímetros con que la barra de control es insertada o levantada con la potencia del reactor con la que se desea trabajar.

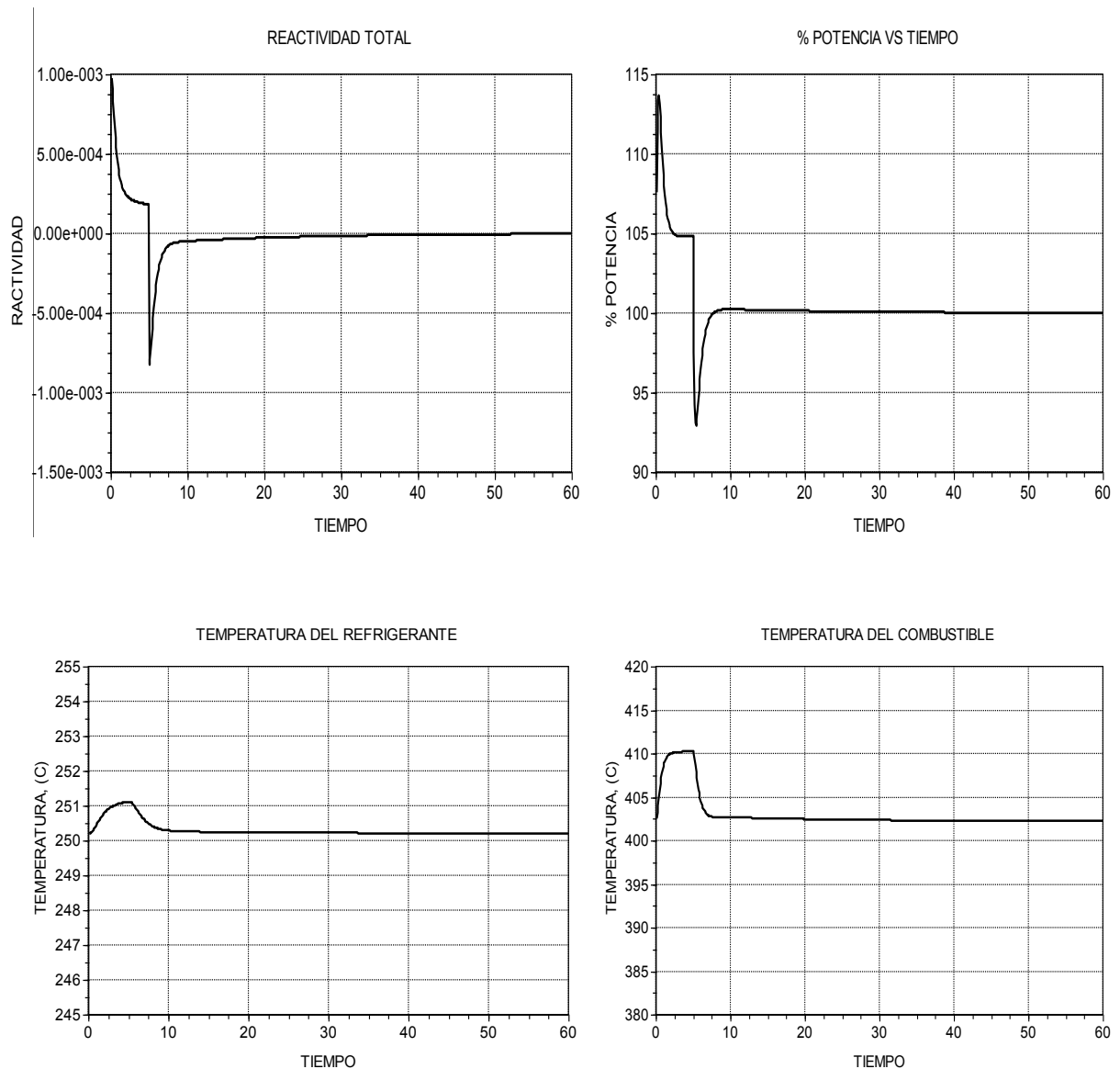


Figura 4.19 Gráficos del Ejemplo 3.  $\rho_{\text{ext}}=0.001$ . La función de un escalón positiva.

Para el ejemplo 3, una reactividad escalón, empezando con  $\rho_{\text{ext}}=0.001$ , la reactividad total se incrementa al instante y luego decrece hasta los 5 segundos, cuando cae la barras de control hacia un  $\rho_{\text{ext}}=0.0$ , por la cual la reactividad total decrece hasta valores negativos para luego incrementarse en los siguientes segundos hasta estabilizarse en una reactividad total igual a cero. Observamos que el valor máximo y mínimo de la potencia del reactor son 113% y 93%, y ocurren al instante de la subida y bajada del escalón. La razón por la cual las reactividades se estabilizan fueron explicadas en el ejemplo 1 y 2. Recuerde:  $T_{\text{co}} 402.2$  C y  $T_{\text{ro}}=250.2$  C, figura 4.19.

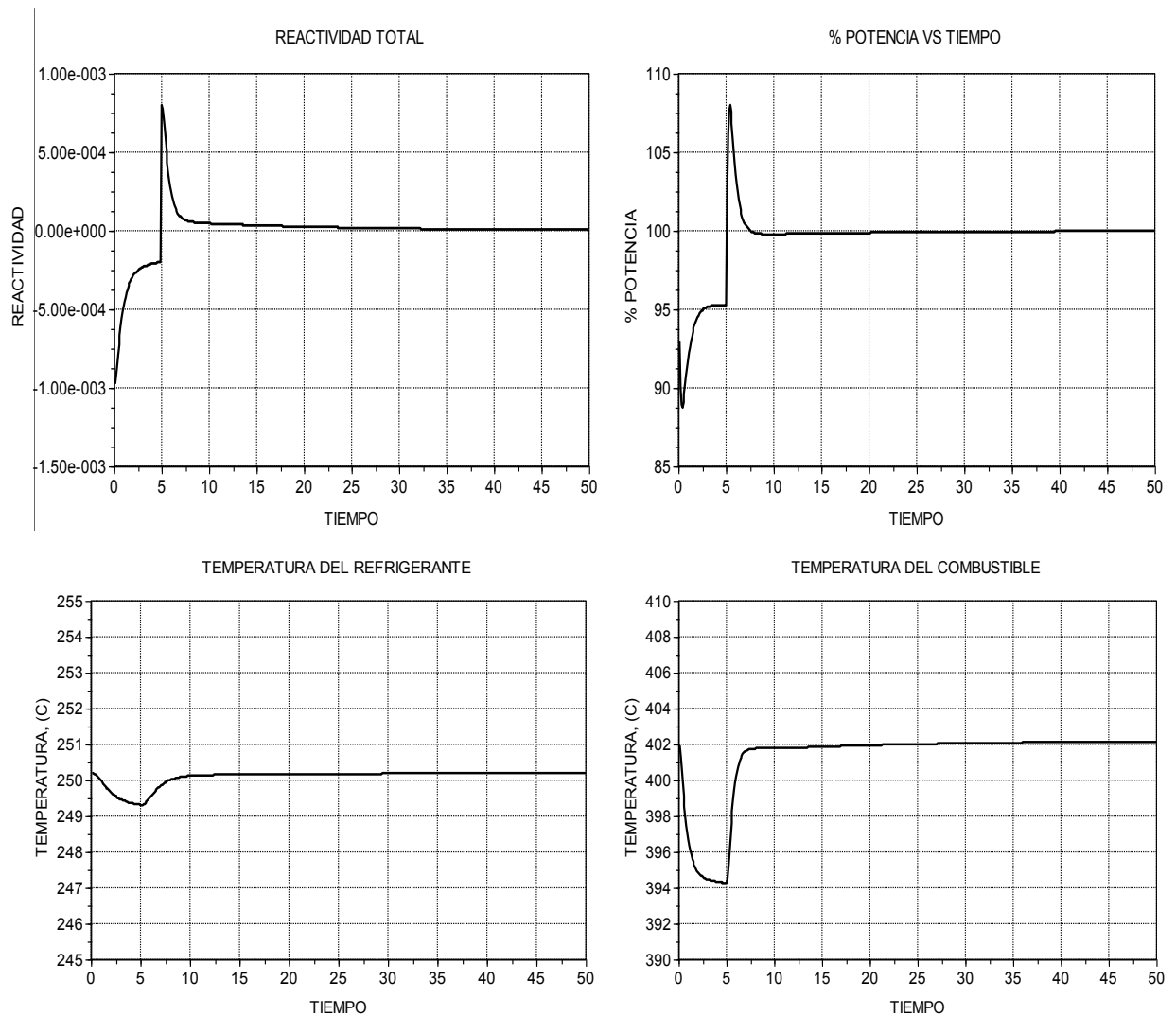


Figura 4.20. Gráficos del Ejemplo 4.  $\rho_{\text{ext}} = -0.001$ . Función de un escalón negativa.

Para el ejemplo 4, una reactividad escalón, empezando con  $\rho_{\text{ext}} = -0.001$ , la reactividad total decrece al instante y luego se incrementa hasta los 5 segundos, cuando se levantan las barras de control hacia un  $\rho_{\text{ext}} = 0.0$ , por la cual la reactividad total se incrementa hasta valores positivos para luego decrecer en los siguientes segundos hasta estabilizarse en una reactividad total igual a cero. Observamos que el valor máximo y mínimo de la potencia del reactor son 108% y 88%, y ocurren al instante de la subida y bajada del escalón. La razón por la cual las reactividades se estabilizan fue explicada en el ejemplo 1 y 2. Recuerde:  $T_{\text{co}} = 402.2$  °C y  $T_{\text{ro}} = 250.2$  °C, ver figura 4.20.



## CONCLUSIONES

En este trabajo presentamos una manera sencilla de modelar la cinética y dinámica de un reactor nuclear PWR, utilizando el software libre SCICOS. Los resultados obtenidos respaldan nuestras conclusiones.

La implementación de los modelos nos ayuda a comprender el balance de masa y energía de las ecuaciones matemáticas. Los resultados y su interpretación física nos ayudan a comprender la teoría de los fundamentos físicos del funcionamiento de un reactor nuclear.

Es posible mejorar nuestro trabajo adicionando el modelo del generador de vapor, control del caudal y la presión de las bombas. Para ser mas real el control de la dinámica del reactor. Otro trabajo futuro seria hacer una interfase entre el usuario y el software para hacer mas accesible nuestro trabajo.

Por lo que creemos que este trabajo, puede ayudar a la enseñanza y comprensión del funcionamiento de un reactor nuclear, tanto a nivel universitario como para personas que trabajan en esa rama.

El software libre es una buena alternativa para simular sistemas.

.

Queda, por tanto, un largo camino por recorrer, en el que el presente trabajo tan sólo es una indicación de que aparentemente es posible llevarlo a cabo. Pretende también ser una pequeña muestra de las ventajas de estas técnicas frente a las anteriores soluciones basadas en los lenguajes y métodos estructurados. EL desarrollo de una librería completa, que contemple modelos de parámetros distribuidos y un espectro completo de fenómenos modelados, supondría una mejora sustancial.

## **GLOSARIO**

### **Absorbente**

En física nuclear, cualquier material que tiene la propiedad de absorber total o parcialmente la radiación de partículas (alfa, beta, neutrones) o electromagnética (gamma, X), anulando o reduciendo su intensidad.

### **Almacenamiento de residuos**

Última fase de la gestión de los residuos radiactivos consistente, en general, en la colocación de los residuos radiactivos en una instalación que proporciona adecuada protección ambiental, térmica, química y física, con inclusión de disposiciones para la vigilancia.

### **Barra de control**

Tubos cilíndricos hechos de material absorbente de neutrones (carburo de boro o aleaciones de plata, indio y cadmio) con las mismas dimensiones que las varillas de combustible. Su función es proporcionar un medio rápido de control de la reacción nuclear, permitiendo efectuar cambios rápidos de potencia y su parada eventual en caso de emergencia. Precisamente, la reactividad del núcleo se aumenta o disminuye subiendo o bajando las barras de control.

### **Barreras de seguridad**

Conjunto de componentes, sistemas, instalaciones o normas administrativas dispuestas en centrales nucleares e instalaciones radiactivas para evitar o mitigar accidentes de cualquier tipo.

### **Bastidor de almacenamiento de combustible gastado**

Dispositivo estructural, normalmente dentro de una piscina de almacenamiento, para alojar elementos combustibles, encapsulados en caso necesario, y con una configuración que evite el riesgo de criticidad o el deterioro por efectos mecánicos

### **Boro**

Elemento químico natural de número atómico  $Z=5$ , no metálico, mal conductor, de elevado punto de fusión, gran dureza y baja densidad. En base a su elevada sección

eficaz de absorción, se utiliza en reactores de agua a presión, disuelto en el refrigerante y normalmente en forma de ácido bórico ( $\text{H}_3\text{BO}_3$ ), para el control de los cambios de reactividad a largo plazo. En forma del mismo compuesto y disuelto en mayores concentraciones se emplea en el agua aportada por los sistemas de refrigeración de emergencia, para evitar vueltas no deseadas a criticidad tras un accidente. Se utiliza también para la medida del flujo neutrónico en el reactor, mediante la detección de las partículas ionizantes alfa generadas según la reacción anterior en contadores proporcionales llenos del gas trifloruro de boro ( $\text{BF}_3$ ) y en cámaras de ionización con paredes revestidas de boro.

### **Calor residual**

Calor producido en el reactor, tras un disparo, por: 1- desintegración de los productos de fisión (calor de decaimiento o desintegración) 2- desintegración de los productos de captura del  $^{238}\text{U}$  (se anula en aproximadamente 1 día tras el disparo) - fisiones residuales producidas por los neutrones retardados (se anula en aproximadamente 1'5 minutos tras el disparo)

### **Ciclo del combustible nuclear**

Secuencia de procesos sobre el combustible nuclear desde su extracción hasta el almacenamiento definitivo del combustible gastado como producto radiactivo, incluyendo la minería y molido, tratamiento, refinado, conversión y enriquecimiento, la fabricación de las pastillas y elementos combustibles, el quemado en el reactor, el almacenamiento provisional, reprocesado y almacenamiento definitivo del combustible gastado.

### **Combustible nuclear**

Material fisionable en cantidades tales que pueda alcanzarse la masa crítica, y colocado de tal forma que sea posible extraer rápidamente el calor producido en su interior generado por la reacción nuclear de fisión en cadena. Los combustibles empleados en las centrales nucleares están en forma sólida, aunque varían sus características desde el uso de dióxido de uranio cerámico ligeramente enriquecido, uranio en tubos de aleación de magnesio, hasta dióxido de uranio enriquecido o natural en tubos de aleación de circonio, según el tipo de reactor nuclear.

## **Condensador**

Intercambiador de calor de gran tamaño del tipo carcasa-tubos, diseñado para enfriar el vapor a la salida de una turbina por debajo del punto de ebullición, provocando su condensación. El calor extraído del vapor en el condensador se transfiere a un sistema de agua en circulación que actúa como foco frío del condensador y es liberado al sumidero final de calor.

## **Contenedor**

En instalaciones nucleares y radiactivas, es el recipiente diseñado para contener combustible irradiado o material radiactivo con el fin de facilitar su almacenamiento y transporte.

## **Criticidad**

Término utilizado en física del reactor para describir la condición existente en la que el número de neutrones producidos por la fisión coincide con el número de neutrones absorbidos (por materiales fisibles y no fisibles) y fugados del reactor. Un reactor es, por tanto, crítico cuando se establece en él una reacción nuclear en cadena auto mantenida.

## **Criticidad y multiplicación de neutrones**

Si el número de fisiones en cada generación sucesiva permanece constante, el reactor estará crítico.

Supongamos ahora que las pérdidas decrecen, por ejemplo extrayendo las barras de control del núcleo, en este caso tendremos más neutrones disponibles por fisión y el número de fisiones que ocurren en una generación será mayor que en la generación previa y tendremos por consiguiente una multiplicación neta de neutrones.

Veamos un caso extremo de tal multiplicación neutrita (es un caso extremo en el sentido que no entremos una velocidad tan alta de multiplicación en la práctica, en caso de reactores) que nos servirá para aclarar conceptos, en el ejemplo las pérdidas se han reducido de tal manera que el número de neutrones se duplica en cada generación, en este caso el factor de multiplicación  $k$  es igual a 2 ya que:

$$K = \frac{\text{Nº de neutrones que fisioan en una generaci3n}}{\text{Nº de neutrones que fisioan en la generaci3n anterior}}$$

Definido  $K$  podemos decir que si  $K = 1$  la reacción en cadena se mantiene de modo que la población de neutrones permanece constante, no hay que olvidarse que el reactor puede estar crítico a cualquier nivel de potencia.

### **Desintegración radiactiva**

Proceso espontáneo por el cual átomos de núcleos inestables disipan su exceso de energía emitiendo una partícula, capturando un electrón orbital o fisionándose. Son formas específicas de desintegración la desintegración alfa, la desintegración beta, la captura electrónica, la conversión interna, la transición isomérica y la fisión espontánea.

### **Elemento de combustible**

Grupo de vainas de combustible que constituyen el núcleo del reactor. En reactores de agua a presión, está formado normalmente por una disposición cuadrangular de varillas combustibles sin pared o envuelta exterior, con un cabezal en cada extremo, rejillas de sujeción de las varillas, aletas mezcladoras de caudal y tubos guía para la inserción de barras de control en algunos elementos. En un reactor de agua en ebullición, normalmente presenta una disposición cuadrangular de 8 x 8 varillas, con una pared lateral exterior, y se agrupan de cuatro en cuatro en torno a un elemento de control de sección cruciforme.

### **Empobrecido, uranio**

Uranio con un contenido del isótopo fisible U-235 inferior a la del uranio natural (0,71 %). Se da en el combustible gastado o como residuo del proceso de enriquecimiento.

### **Energía**

Energía es la capacidad que tiene un cuerpo en un determinado instante para realizar un trabajo. Como característica importante, es que no se puede crear ni destruir si no únicamente transformar.

### **Enriquecimiento**

Proceso que permite aumentar en un mineral la concentración de un isótopo determinado de un elemento. El uranio del combustible nuclear se somete a enriquecimiento, para aumentar el porcentaje del isótopo U-235 desde el 0,7% natural al

3-5% necesario para el funcionamiento del reactor. Son métodos de enriquecimiento del uranio, entre otros, la difusión gaseosa, la ultra centrifugación, la separación isotópica mediante toberas, rayo láser o intercambio químico.

### **Fuente radiactiva o de reacción**

Normalmente reciben este nombre aquellas fuentes encapsuladas y selladas utilizadas en radioterapia, radiografía o en varios tipos de medidas industriales. Los aceleradores y generadores de radisótopos pueden considerarse fuentes de radiación.

### **Generador de vapor**

En reactores de agua a presión, intercambiador de calor de carcasa y tubos donde se produce la transmisión de calor entre los circuitos primario (lado de tubos) y secundario (lado de carcasa) y la ebullición del refrigerante secundario, suministrado en forma líquida por los sistemas de agua de alimentación, con el fin de producir el vapor a alta presión (40 ~ 60 kg/cm<sup>2</sup>) que impulsa la turbina. Constituye el foco frío o sumidero de calor del sistema primario durante la operación normal, la parada caliente y la fase inicial del enfriamiento a parada fría, con distintos aportes de agua de alimentación para cada caso. También permite extraer excesos de calor producidos en el sistema primario en condiciones anormales o de accidente mediante la actuación de las válvulas de alivio y seguridad asociadas.

### **Isótopo**

Son isótopos de un elemento químico de número atómico  $Z$  los distintos nucleídos con el mismo número de protones (mismo número atómico: mismas propiedades químicas) y con distinto número de neutrones (distinta masa atómica  $A$ : distintas propiedades nucleares).

### **Irradiación**

Exposición de un material, objeto u organismo a radiaciones ionizantes.

### **Material radiactivo**

Según la legislación española, cualquier material que contiene sustancias que emiten radiaciones ionizantes. Según esta definición toda sustancia, incluido el ser humano, es material radiactivo ya que toda sustancia existente contiene isótopos radiactivos. Ello no

quiere decir que la existencia de esta radiactividad requiera la adopción de algún tipo de medidas de protección radiológica. Cuando se quiere expresar que un material radiactivo contiene radiactividad en una proporción tal que pueda ser necesaria la adopción de algún tipo de medida de cautela, el término utilizado es el de "sustancia radiactiva".

### **Moderación**

Reducción de la energía cinética de los neutrones.

### **Moderador**

Componente del reactor cuya misión es controlar o regular la velocidad de los neutrones producidos en la fisión nuclear, de modo que aumente la probabilidad de que sean capturados por otro átomo fisionable y no se rompa la reacción nuclear de fisión en cadena. Entre los moderadores más utilizados están el agua ligera, el agua pesada y el grafito.

### **Neutrón**

Partícula subatómica existente en el núcleo de todos los átomos de masa atómica superior a la del hidrógeno ( $A=1$ ), sin carga eléctrica y de masa  $1.675 \times 10^{-27}$  kg (similar a la del protón). El número total de protones y neutrones en el núcleo de un átomo es el llamado número másico,  $A$ , y para un mismo número atómico  $Z$  (mismo número de protones, mismo elemento químico) caracteriza los distintos isótopos (distinto número de neutrones) de ese elemento.

### **Núcleo del reactor**

Región del reactor que contiene el combustible, el moderador, los venenos neutrónicos y estructuras soporte, y en la que se produce la reacción de fisión nuclear en cadena.

### **Pastilla de combustible**

Combustible de uranio ( $\text{UO}_2$ ), enriquecido normalmente en U-235 (reactores de agua ligera), prensado en frío y sinterizado en forma de pastillas cerámicas de forma cilíndrica, para apilarlas en el interior de la varilla del combustible. Los extremos de cada pastilla son ligeramente cóncavos para permitir su expansión axial.

**Potencia eléctrica**

Potencia de salida desarrollada por el generador eléctrico y aportada a la red. En una central nuclear típica es del orden de una tercera parte de la potencia térmica o potencia generada en el reactor.

**Potencia térmica**

Calor total transmitido del núcleo del reactor al refrigerante por unidad de tiempo.

**Presionador**

En reactores de agua a presión, depósito cilíndrico vertical conectado por su parte inferior a la rama caliente de uno de los lazos a través de una línea de compensación, cuya misión es mantener la presión en el sistema del refrigerante en operación normal y limitar los cambios de presión en transitorios. Cuenta para ello con un sistema de rociado de agua procedente de las ramas frías y con unos calentadores de inmersión. En operación normal coexisten en el presionador agua y vapor, ambos en condiciones de saturación.

**Producto de fisión**

Nucleído formado directamente en la fisión de elementos pesados o por desintegración radiactiva de otros, producidos a su vez en la fisión. El U-235, por ejemplo, se fisiona en más de 40 formas diferentes, produciendo más de 80 productos de fisión primarios distintos, con números másicos entre 72 y 160. La mayoría de ellos son radiactivos, y se desintegran emitiendo radiación  $\beta$ - debido a su exceso de neutrones, dando lugar a cadenas radiactivas que incluyen más de 200 especies radiactivas distintas.

**Quemado, grado de**

Referido al combustible de un reactor nuclear, relación entre la energía obtenida de una carga de combustible al finalizar su vida útil y la masa inicial de dicha carga. Suele expresarse en megavatios eléctricos-día (MWd) generados por tonelada de combustible gastado. Al retirar los elementos combustibles del reactor es de gran importancia desde el punto de vista económico haber alcanzado un grado de quemado lo mayor posible.



## **Radiación**

Energía electromagnética o haz de partículas materiales que se propaga en el espacio a partir de un foco emisor; mecanismo de transmisión de calor por emisión de energía electromagnética desde un cuerpo caliente.

## **Radiactividad**

Transmutación nuclear de descomposición espontánea (sin excitación previa) y gradual de nucleídos inestables, llamados nucleídos o isótopos radiactivos, en otros más estables, mediante la emisión de una partícula (alfa, beta o neutrón) generalmente acompañada de un fotón de radiación gamma; número medio de desintegraciones por segundo que se producen en una sustancia radiactiva.

## **Reacción nuclear**

Interacción entre núcleos atómicos, núcleos atómicos con partículas elementales o partículas elementales entre sí. La desintegración radiactiva es el tipo más simple de reacción nuclear. En los demás tipos de reacciones, en general, dos núcleos o partículas reaccionan para dar lugar a productos de reacción. Normalmente, para que se produzca la reacción es necesario comunicar al sistema inicial una energía de activación. En la reacción se libera a su vez una determinada cantidad de energía, que se manifiesta en forma de energía cinética de los productos de reacción acompañada, en ocasiones, por la emisión de radiación gamma. Entre los tipos más importantes de reacciones nucleares se encuentran la dispersión, la captura, la fisión y la fusión.

## **Reacción nuclear en cadena**

Conjunto de reacciones neutrónicas en un sistema conteniendo material fisionable en las que el flujo neutrónico existente se realimenta al liberarse nuevos neutrones en las reacciones, inducidas a su vez por los neutrones liberados en las reacciones precedentes. Constituye el fundamento de los reactores nucleares de fisión.

## **Reactividad**

Un reactor está crítico cuando el  $K$  efectivo ( $k_{ef}$ ) es igual a 1, el factor que determina si el reactor es subcrítico o supercrítico es la cantidad

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}}$$

Se llama reactividad

Entonces tenemos un reactor

- $\rho < 0 (\equiv k < 1) \Rightarrow$  subcrítico
- $\rho = 0 (\equiv k = 1) \Rightarrow$  crítico
- $\rho > 0 (\equiv k > 1) \Rightarrow$  supercrítico

Unidades los cambios que se realizan en un reactor en operación para el control del mismo son siempre muy pequeños y se expresan en %, ‰, mk (milik), pcm (por cien mil).

Ejemplo:

Consideramos un reactor con  $k_{ef}=1.002$ , en este caso decimos que el reactor esta 2 mk supercrítico. Y si el  $k_{ef}=0.997$  decimos que el reactor esta 3mk subcrítico, puesto que:

$$\rho = \frac{0,997 - 1}{0.997} \cong -0,003$$

Entonces

$K_{ef}=1,002$  es una reactividad de 0.2%, 2‰, 2mk o 200 pcm.

$K_{ef}=0,997$  es una reactividad de -0.3%, -3‰, -3mk o -300 pcm.

## Recarga

Proceso mediante el que se cambian los elementos de combustible gastado del núcleo del reactor, cuyo aporte a la reactividad del mismo ha disminuido en gran medida, por elementos de combustible frescos. Este proceso tiene una duración de unos 30 días, y se realiza al final de cada ciclo de operación del reactor (entre 12 y 24 meses). Durante la parada de recarga también se llevan a cabo operaciones de mantenimiento general de los sistemas y equipos de la central nuclear.

## Reflector

Parte del reactor en forma de capa alrededor del núcleo con el fin de retener y devolver al núcleo los neutrones que tienden a escapar, aumentando la eficiencia del reactor

(generalmente es el propio moderador). Materiales habituales utilizados son el grafito, berilio, agua y uranio natural.

### **Refrigerante**

Fluido transmisor del calor que se genera en el núcleo del reactor a un generador de vapor. Debe ser anticorrosivo, de gran capacidad calorífica y no absorber neutrones. Los más usuales son gases, como el anhídrido carbónico y el helio, y líquidos, como el agua ligera y el agua pesada. Incluso hay componentes orgánicos y metales líquidos, como el sodio, que se usan para este fin. Dependiendo del diseño del reactor, el refrigerante puede actuar también como moderador de los neutrones.

### **Reprocesamiento de combustible**

Extracción del material fisible o fértil del combustible nuclear irradiado, normalmente tras varios años de almacenamiento para que disminuya su actividad, para su reutilización como combustible nuevo. Incluye el desarmado de los elementos combustibles, la separación del combustible y de las vainas y los distintos procesos químicos para separar el uranio restante y el plutonio producido de los productos de fisión y aislar estos últimos, altamente radiactivos.

### **Residuo radiactivo**

Cualquier material que contiene radio nucleídos o está contaminado por ellos en proporciones superiores a los límites fijados por la autoridad reguladora y que no se prevé utilizar o aprovechar.

### **Semidesintegración,**

Periodo de tiempo necesario para que la mitad de los átomos de una sustancia radiactiva se desintegren, y la actividad de la misma se reduzca a la mitad de su valor inicial. El período de semidesintegración es característico de cada isótopo radiactivo, y dependiendo de ellos varía entre millonésimas de segundo y miles de millones de años.

### **Transitorio**

En una central nuclear, cualquier variación significativa respecto a su valor nominal estable de uno o más parámetros importantes de operación, como pueden ser temperaturas y presiones en diversos puntos del sistema, nivel de potencia, caudal de

refrigerante, etc. Si la amplitud del transitorio está dentro de los límites fijados para la operación del sistema afectado, los controles automáticos compensan generalmente los efectos de la desviación, mientras que transitorios más severos suelen activar el sistema de protección del reactor.

### **Turbina**

Máquina rotatoria diseñada para transformar la energía de un flujo de agua, vapor o gas caliente en energía cinética de rotación e impulsar otros mecanismos móviles acoplados (por ejemplo, un generador eléctrico o una bomba centrífuga). Consta de una serie de álabes montados sobre un eje y sobre los que incide el agua, vapor o gas. En las centrales nucleares, las turbinas son impulsadas por vapor a alta presión producido en los generadores de vapor (reactores de agua a presión) o en la vasija del reactor (reactores de agua en ebullición). La energía térmica del vapor se convierte primero en energía cinética de éste, y luego en energía mecánica de rotación del rotor de la turbina. La transformación de la energía térmica del vapor en energía cinética se consigue haciendo que el vapor experimente una expansión en un dispositivo llamado tobera.

### **Uranio**

Elemento químico natural de número atómico 92, carente de isótopos estables y mezcla de tres isótopos radiactivos: el U-238 (99,28 %), el U-235 (0,71 %) y el U-234 (0,006 %), siendo los tres emisores alfa. El U-235 es el único de los isótopos presentes en la naturaleza que se fisiona por la acción de neutrones lentos, dando lugar a dos fragmentos de masas correspondientes aproximadamente a los elementos de la mitad de la tabla periódica y a la liberación de 2 o 3 neutrones (2,46 en media) más una energía de aproximadamente 200 MeV por cada fisión, en forma de energía cinética de las partículas resultantes y de radiación gamma. Ello permite el establecimiento, en ciertas condiciones, de una reacción de fisión nuclear en cadena, con el correspondiente desprendimiento de una enorme cantidad de energía. La abundancia del uranio en la corteza terrestre se ha evaluado en un 0,0004% de la misma. Se utilizan diversos métodos, más químicos que metalúrgicos, para obtener el uranio dependiendo de la composición del mineral a tratar. El resultado final es un producto sólido conocido como "yellow cake", que contiene entre el 75 y el 85 % de  $U_3O_8$ , y que constituye la base del comercio de concentrados de uranio.

**Vaina**

Cilindro metálico herméticamente cerrado en cuyo interior se encuentran las pastillas de combustible, configurando la varilla o barra de combustible. Su misión fundamental es dar rigidez al conjunto, retener en su interior los productos de fisión gaseosos para impedir la contaminación del refrigerante y evitar la reacción de éste último con el combustible a alta temperatura. Para su fabricación, se seleccionan materiales o aleaciones con buenas características mecánicas y de resistencia a la corrosión, elevada conductividad del calor y pequeñas secciones eficaces de absorción de neutrones, como por ejemplo el zircaloy.

**Varilla de combustible**

Combustible nuclear dispuesto en forma de barra, formado por pastillas de combustible contenidas en una vaina tubular metálica.

**Vasija del reactor**

Recipiente principal que contiene el núcleo del reactor con su refrigerante/moderador a presión, así como el reflector neutrónico, el blindaje térmico, las barras de control y demás estructuras internas. En la mayor parte de los diseños de reactor consiste en un cilindro vertical de placas soldadas y forjadas cerrado por sus extremos superior e inferior por sendas cabezas hemisféricas.

**Yellowcake**

Concentrado de mineral de uranio ("pasta amarilla"); producto del proceso de tratamiento del mineral de uranio, con un contenido de uranio superior al 65 % en forma de óxido de uranio ( $U_3O_8$ ).

**Zircaloy**

Aleación de circonio con trazas de estaño, hierro, cromo y níquel utilizado normalmente en las vainas del combustible de reactores nucleares por sus excelentes propiedades mecánicas, su resistencia a la corrosión y su baja sección eficaz de absorción de neutrones.

## REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Amplia las características de la Energía Hidráulica [http://www.profesorenlinea.cl/swf/links/frame\\_top.php?dest=http%3A//www.profesorenlinea.cl/fisica/EnergiaHidraulica.htm](http://www.profesorenlinea.cl/swf/links/frame_top.php?dest=http%3A//www.profesorenlinea.cl/fisica/EnergiaHidraulica.htm), Tiendas Santa Isabel Proyecto Profesor en Línea.
- [2] Hace mención a la Energía Térmica, <http://www.monografias.com/trabajos14/energia-termica/energia-termica.shtml>, e mail del autor lulutech@codetel.net.do
- [3] Amplia las características de la Energía Nuclear <http://www.monografias.com/trabajos/enuclear/enuclear.shtml>, autor Giovanny Guillén Bustamante, T.S.U en Informática, Estudiante del 8vo semestre de Ingeniería de Sistemas, Caracas, Venezuela, Área Física
- [4] Amplia el funcionamiento de una Central Nuclear <http://www.angelfire.com/sc/energianuclear/>, autor Roberto García Pérez e mail energianuclear@ole.com.
- [5] Amplia el proceso de la fisión del uranio 235 <http://www.tecnun.es/Asignaturas/ecologia/Hipertexto/07Energ/130EnNuclear.htm>, Libro electrónico “CIENCIAS DE LA TIERRA Y DEL MEDIO AMBIENTE”.
- [6] Amplia algunos conceptos de la potencia de la energía nuclear. <http://www.nuclearnow.org/lang/es/nuclear-energy-power-glossary.shtml>, autor Copyright 2008 “energía nuclear ahora”.
- [7] Tecnología de la Energía Nuclear (Redactado por 142 especialistas), Douglas M. Considine, editor. Publicaciones Marcombo. 1988.
- [8] Tipos de Reactores Nucleares, <http://thales.cica.es/rd/recursos/rd99/ed99-0226-01/paginaprincipal.html>
- [9] Funcionamiento del Reactor Nuclear, <http://www.cnea.gov.ar/xxi/temas-nucleares/energia-nucleoelectrica/energia-nucleoelectrica.pdf>, autor Dario Jinchuk

[10] Hace referencia a la infraestructura del Reactor Nuclear Huarangal  
<http://www.ipen.gob.pe/site/infraestructura/huarangal.htm>

[11] Amplia la Reacción en Cadena del Uranio 235,  
<http://www.geocities.com/edug2406/fision.htm>, autor Eduardo Gherhman,  
[edug@netvision.net.il](mailto:edug@netvision.net.il)

[12] Clases de Modelaje Industrial Instituto de Río de Janeiro 2007-1 Berrocal M.T. y Carita R.F.

[13] Amplia de la inestabilidad del U-236, <http://html.rincondelvago.com/fisica-nuclear.html>, autor El Rincón del Vago inc., Salamanca, España

[14] Introducción a los Reactores Nucleares,  
[http://www.foronuclear.org/pdf/monograficos/introduccion\\_reactoresnucleares.pdf](http://www.foronuclear.org/pdf/monograficos/introduccion_reactoresnucleares.pdf),  
autor FORO NUCLEAR MADRID, E-mail: [correo@foronuclear](mailto:correo@foronuclear).

[15] Hace referencia al uranio enriquecido, <http://www.inza.com/ainoa/fision.htm>, autor Andreas Viklund.e mail [kahlahn@controltierra.com](mailto:kahlahn@controltierra.com).

[16] Amplia sobre los circuitos en un Reactor Nuclear,. [http://www.fisicanet.com.ar/energias/nuclear/en02\\_atucha.php](http://www.fisicanet.com.ar/energias/nuclear/en02_atucha.php), Desarrollado por ItzRed.com.ar, Copyright © 2008-2017 Fisicanet

[17] Fundamento de Ingeniería Nuclear, autor Miguel Moro, notas de estudio ingeniería industrial de a UNED Madrid 2005. Pág. 58

[18] Simulación de la Cinética y la Dinámica de un Reactor Nuclear  
<http://138.100.79.172/practicas/web/bloque3/guioncinetica/TNII-3-98.htm>.

[19] Hace referencia de Software Scilab, [http://www.hedisc.ietec.org/index.php?option=com\\_content&view=article&id=52:scilab&catid=50:calculo&Itemid=59](http://www.hedisc.ietec.org/index.php?option=com_content&view=article&id=52:scilab&catid=50:calculo&Itemid=59)

[20] Especificaciones del Scilab, <http://wapedia.mobi/es/Scilab?t=7>, autor Wikimedia Foundation, Inc.

[21] Amplia las características y funcionamiento de Scilab, <http://www-rocq.inria.fr/scilab>, The French National Institute for Research in Computer Science and Control / Research Centre INRIA Paris.

[22] Amplia el editor de scilab (scicos), <http://www.scilab.org/doc/scicos/node2.html>, autor Scilab Group, autor Research Centre INRIA

[23] Hace referencia al Modelado y Simulación de Sistemas Físicos, <http://tic.javeriana.edu.co/apps/Manuales/Scilab/Scicos/Tutorial%20scicos%20en%20espa%F1ol.pdf>,

[24] Introducción al Modelado y Simulación de Sistemas Físicos con la Toolbox Scicos de SCI, autor: Bernardo A. Delicado Universidad Nacional de Educación a Distancia, Programa de Doctorado en Automática e Informática Industrial, Departamento de Informática y Automática. Facultad de Ciencias, Madrid ( España )

[25] Clases de Modelaje Industrial Instituto de Rió de Janeiro 2007-2 Berrocal M.T. y Carita R.F.

[26] Tesis maestría, A”valiacao Da Integridade Do Vaso De Pressa Dos Reatores Angra II Pela Analise De Tensoes”, autor Edson Gomes, Instituto de Energía Atómica Sao Paulo – Brasil 1978 pag 5.

## **OTRO TEXTOS**

Introduction to Nuclear Reactor Theory, autor Lamarsh Jhon R.,editorial Addison Wesley Publishing 1972

Nuclear Physics autor Kaplan Irving,editorial Addison Wesley

Ingeniería de Reactores Nucleares, autor Glasstone, S. y Sesonske, Editorial Reverté (1990 ... R. Lee" Berlin : Springer, 1992